KERNREAKTOREN

Hans-Jürgen Zech



Kernreaktoren

Hans-Jürgen Zech

Der Autor

Hans-Jürgen Zech, geboren 1932. Physikstudium in Berlin. 1963 Promotion an der Technischen Hochschule Karlsruhe. Führte neutronenphysikalische Arbeiten und reaktortechnische Untersuchungen am Kernforschungszentrum und an der Universität Karlsruhe durch. Derzeit wissenschaftlicher Mitarbeiter und Kursleiter am Kernforschungszentrum Karlsruhe.

Herausgeber: Deutsches Atomforum e.V., Bonn
Verlag: INFORUM Verlags- und Verwaltungs GmbH, Bonn
© Copyright 1988 by INFORUM Verlags- und Verwaltungs GmbH
Autor: Dr. Hans-Jürgen Zech
Redaktion: Arbeitsgruppe Schriften im AK II
des Deutschen Atomforums
Titel: Walter Prangenberg
Satz: Waltraud Zimmer
Druck: Thenée Druck KG, Bonn
Printed in the FR Germany
ISBN 3-926 956-03-8

Vorwort

Diese Broschüre beschreibt Aufbau und Funktion von Kernreaktoren, die in deutschen Kernkraftwerken verwendet werden bzw. in Forschungseinrichtungen der Bundesrepublik Deutschland zum Einsatz kommen.

Zum besseren Verständnis sind die kernphysikalischen und reaktortechnischen Grundlagen in einem Einführungskapitel zusammengefaßt. Dies entspricht der Darstellung von W. Kliefoth und E. Sauter, die bereits 1973 eine Übersicht der Kernreaktoren in dieser Form veröffentlichten.

Es war jetzt an der Zeit, diese Darstellung auf den neuesten Stand zu bringen, um den vielfältigen Entwicklungen gerecht zu werden, die in der Zwischenzeit in der Kerntechnik stattgefunden haben.
Der Autor möchte an dieser Stelle allen Kollegen danken, deren Ratschläge und Anregungen diese Arbeit erst ermöglicht haben.

H.-J. Zech

Inhalt

1.	**Grundzüge der Kernphysik und Reaktortechnik**	**7**
1.1	Atome und Atomkerne	7
1.2	Radioaktivität	9
1.3	Kernkräfte	11
1.4	Kernspaltung	14
1.5	Neutronenreaktionen	18
1.6	Prinzipieller Aufbau eines Reaktors	22
2.	**Kernreaktoren für Kraftwerke**	**29**
2.1	Rolle der Kernenergie in der Energiewirtschaft	29
2.2	Kernkraftwerke in Deutschland	31
2.2.1	Druckwasserreaktor	33
2.2.2	Siedewasserreaktor	53
2.3	Schwerwasserreaktor	66
2.4	Fortgeschrittene Reaktortypen	68
2.4.1	Schneller Brutreaktor	69
2.4.2	Hochtemperaturreaktor	81
2.5	Reaktorkonzepte	89
2.5.1	Fortgeschrittener Druckwasserreaktor	90
2.5.2	Reaktoren kleiner und mittlerer Leistung	92
3.	**Reaktoren für den Wärmemarkt**	**99**
3.1	Heizreaktoren	99
3.2	Reaktoren für Prozeßwärme	101
4.	**Reaktoren für Forschung und Lehre**	**107**
5.	**Sicherheit von Kernreaktoren**	**113**
6.	**Versorgung und Entsorgung**	**119**
6.1	Versorgung mit Natururan	120
6.2	Anreicherung und Brennelementfertigung	120
6.3	Wiederaufarbeitung	121
6.4	Radioaktive Abfälle	123
6.5	Massenströme	124
7.	**Zusammenfassung**	**125**

1. Grundzüge der Kernphysik und Reaktortechnik

1.1 Atome und Atomkerne

Ein Atom* ist der kleinste Teil eines chemischen Elements, das noch die charakteristischen Eigenschaften dieses Elements zeigt. Schon im Altertum wurde über die Existenz solcher Atome philosophiert, aber erst zu Beginn dieses Jahrhunderts wurden Atome experimentell untersucht und ihre Eigenschaften genau erforscht. Aufgrund von Experimenten entwickelten Ernest Rutherford und Niels Bohr ein Modell der Atome. Danach bestehen Atome aus einem Kern und einer Elektronenhülle. Die Hülle hat einen Durchmesser von etwa 10^{-10} m. Sie besteht aus Elektronen, deren Zahl und Struktur das chemische Verhalten des Atoms bestimmen. Der im Vergleich zur Hülle winzige Atomkern, mit einem Durchmesser von rund 10^{-14} m nur etwa 1/10000 so groß wie die Hülle, trägt fast die gesamte Masse des Atoms. Der Kern ist aus einzelnen Kernbausteinen, den Nukleonen, zusammengesetzt. Man unterscheidet elektrisch positiv geladene Protonen und elektrisch neutrale Neutronen. Sie besitzen annähernd die gleiche Masse und werden durch starke anziehende Kernkräfte zusammengehalten, die zwar nur sehr kurze Reichweiten haben, aber stärker sind als die abstoßenden Kräfte zwischen den gleichartig positiv geladenen Protonen. Beim elektrisch neutralen Atom muß Z, die Zahl der Protonen im Kern, die auch als Kernladungszahl bezeichnet wird, der Anzahl der Elektronen in der Hülle gleich sein, damit sich die Ladungen kompensieren. Da die Anzahl der Elektronen in der Hülle die chemischen Eigenschaften einer Atomart festlegt, verhalten sich Atome mit gleicher Kernladungszahl Z, d.h. mit der gleichen Anzahl von Protonen im Kern (und damit gleicher Anzahl von Elektronen in der Hülle), chemisch gleich. So besteht Wasserstoff, der mit dem chemischen Zeichen H für Hydrogenium gekennzeichnet wird, aus den Atomen, in deren Atomkernen genau ein Proton enthalten ist, d.h. deren Kernladungszahl Z = 1 ist. Ebenso kennzeichnet Z = 6 die Atome des Kohlenstoffs und Z = 8 die Atome des Sauerstoffs. Die Zahl der elektrisch neutralen Neutronen im Kern ist damit aber noch nicht festgelegt. So gibt es in der Natur Wasserstoffatome mit Atomkernen, die nur ein Proton enthalten, aber auch solche mit Atomkernen, die neben dem Proton noch ein zusätzliches Neutron enthalten. Zur vollständigen Charakterisierung eines Atomkerns muß also neben der Kernladungszahl Z (d.h. der Anzahl der Protonen) noch eine weitere Zahl angegeben

Atommodell

Nukleonen
Protonen
Neutronen

Kernladung

* atomos (griechisch) = unteilbar

Massenzahl

werden. Es ist üblich, dafür nicht N, die Zahl der Neutronen, sondern die sogenannte Massenzahl A, die Summe der Protonen und Neutronen im Kern,

$$A = Z + N$$

zu verwenden. Man bezeichnet die einzelnen Atomarten (Nuklide) gewöhnlich durch das chemische Symbol, z.B. C für Kohlenstoff, vor das man oben die Massenzahl A und unten die Kernladungszahl Z notiert. So bezeichnet ${}^{12}_{6}C$ eindeutig Atomkerne, die sechs Protonen und sechs Neutronen, also insgesamt zwölf Nukleonen enthalten. Häufig wird dafür auch kurz C 12 geschrieben, da die Angabe der Kernladungszahl Z = 6 dasselbe aussagt wie das Symbol C.

In der Natur treten aber häufig Atomkerne auf, die bei gleicher Kernladungszahl Z unterschiedliche Neutronenzahlen N und damit unterschiedliche Massenzahlen A aufweisen. So gibt es z.B. Kohlenstoffatome (durch die Kernladungszahl Z = 6 gekennzeichnet) mit sechs und mit sieben Neutronen im Kern:

$$^{12}_{6}C \qquad\qquad ^{13}_{6}C$$

Isotope
Isotopie

Chemisch sind diese Atome nicht zu unterscheiden. In einer Tabelle der chemischen Elemente, dem "Periodensystem", müssen beide Atomarten also an der gleichen Stelle stehen. Man nennt sie deswegen Isotope, und die Tatsache, daß Atomkerne gleicher Kernladung Z, aber unterschiedlicher Massenzahl A existieren, bezeichnet man als Isotopie. Vom Uran, das den schwersten in der Natur vorkommenden Atomkern mit 92 Protonen besitzt, kommen in der Natur drei Isotope vor:

Uran	Symbol U	99,275 %	$^{238}_{92}U$
		0,720 %	$^{235}_{92}U$
		0,005 %	$^{234}_{92}U$

Aber Isotopie ist nicht nur eine Eigenschaft von schweren Atomkernen. Auch bei Atomkernen mit geringer Nukleonenzahl kommt Isotopie vor. So gibt es beim Sauerstoff, dessen Atomkerne nur acht Protonen besitzen, drei Isotope:

Sauerstoff	Symbol O	99,762 %	$^{16}_{8}O$
		0,038 %	$^{17}_{8}O$
		0,200 %	$^{18}_{8}O$

Und selbst Wasserstoff mit nur einem Proton im Kern zeigt Isotopie. Neben dem "normalen" Wasserstoff kennt man den "schweren" Wasserstoff, dessen Atomkerne neben dem Proton noch ein Neutron enthalten. Er wird auch als Deuterium bezeichnet. Weiter gibt es "überschweren" Wasserstoff, der auch als Tritium bezeichnet wird. Seine Atomkerne enthalten außer dem Proton noch zwei Neutronen.

1.2 Radioaktivität

Kernzerfälle

Atomkerne, die zerfallen, d.h. die sich von sich aus umwandeln und dabei Strahlung aussenden, nennt man radioaktiv. Die Radioaktivität ist 1896 von dem französischen Physiker Antoine Henri Becquerel am Uran entdeckt worden. Die verschiedenen dabei ausgesandten Strahlenarten werden als Alpha-, Beta- und Gammastrahlung bezeichnet.

Alphazerfall Alphastrahlung

Alphastrahlung besteht aus Heliumkernen, d.h. aus Teilchen, die vier Nukleonen, zwei Protonen und zwei Neutronen enthalten und demnach zwei positive elektrische Elementarladungen (+ 2e) tragen. Beim Alphazerfall geht also ein Nuklid (Mutternuklid) mit Kernladung Z und Masse A in ein anderes Nuklid (Tochternuklid) der Kernladung Z - 2 und der Masse A - 4 über. Ein Beispiel ist der Zerfall des Poloniumkerns Po 210 zum Blei:

$$^{210}_{84}\mathrm{Po} \rightarrow {}^{206}_{82}\mathrm{Pb} + {}^{4}_{2}\alpha + 5{,}408\ \mathrm{MeV}$$

Der Alphazerfall tritt natürlich nur dann auf, wenn er energetisch möglich ist, d.h. wenn die 210 Nukleonen des Poloniumkerns in den Atomkernen des Bleis (Pb) und des Heliums (α) stärker gebunden sind, so daß infolge des Zerfalls Energie freigesetzt wird (im Beispiel hier 5,408 MeV).

Betazerfall Betastrahlung

Betastrahlung besteht aus Elektronen. Beim Betazerfall geht ein Mutternuklid der Kernladung Z und Massenzahl A unter Aussenden eines Elektrons in das Tochternuklid der Ladung Z + 1 über; die Massenzahl A bleibt dabei unverändert. Das Elektron war vorher nicht im Kern vorhanden, sondern ist erst beim Zerfall entstanden. Man kann sich den Zerfall so vorstellen, als ob sich im Mutterkern ein Neutron in ein Proton und ein Elektron umgewandelt hätte:

$$^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow {}^{1}_{1}\mathrm{p} + {}^{0}_{-1}\mathrm{e} + \bar{\nu}$$

Die Sätze von der Erhaltung des Impulses und Drehimpulses fordern für diesen Prozeß, daß neben dem Proton und dem Elektron noch ein weiteres Teilchen ohne elektrische Ladung und ohne Masse, aber mit einem Drehimpuls emittiert wird. Dieses von der Theorie geforderte Teilchen,

Neutrino

das sogenannte Neutrino ν (bzw. sein Antiteilchen das Antineutrino $\bar{\nu}$), konnte 1956 experimentell nachgewiesen werden.

Ein Beispiel für den β-Zerfall eines Atomkerns ist der Zerfall des überschweren Wasserstoffs, des sogenannten Tritiums.

$$^{3}_{1}H \rightarrow {}^{3}_{2}He + {}^{0}_{-1}e + \bar{\nu} + E \quad (E \leq 0{,}02\ MeV)$$

Außer diesem β-Zerfall gibt es noch den β^{+}-Zerfall, bei dem das Antiteilchen des Elektrons, das positiv geladene Positron, emittiert wird.

$$^{10}_{6}C \rightarrow {}^{10}_{5}B + {}^{0}_{-1}e + \bar{\nu} + E \quad (E \leq 1{,}87\ MeV)$$

Nach der Emission der geladenen Teilchen verbleibt der Tochterkern häufig in einem energetisch angeregten Zustand und gibt seine Anregungsenergie durch Aussenden von elektromagnetischer Strahlung, d.h. durch Emission von Gammaquanten, ab.

Isobare

Bei Alpha- und Betazerfall entstehen Tochternuklide, die zu anderen chemischen Elementen gehören. Beim Betazerfall besitzen Mutter- und Tochterkern die gleiche Massenzahl A. Kerne gleicher Massenzahl, aber unterschiedlicher Ladung werden als Isobare bezeichnet.

Elektronen-einfang

Ein weiterer wichtiger Umwandlungsprozeß ist der Bahnelektroneneinfang, bei dem der Kern ein Elektron aus der Hülle absorbiert.

$$^{7}_{4}Be + {}^{0}_{-1}e \rightarrow {}^{7}_{3}Li + \nu + E$$

Nuklidkarte

Trägt man alle heute bekannten, etwa 270 stabile und 2200 instabile Nuklide in einer Ebene auf, die von der Protonen- und Neutronenzahl gebildet wird, so bekommt man eine systematische Darstellung der Nuklide, die sogenannte Nuklidkarte. In ihr sind zusätzlich wichtige charakteristische Kerndaten vermerkt, z.B. die Halbwertszeit.

Halbwerts-zeit

Für einen einzelnen radioaktiven Atomkern, z.B. einen C-10-Kern, kann man nichts über den Zeitpunkt seines β^{+}-Zerfalls aussagen. Bei einer großen Anzahl solcher Kerne ist aber eine Aussage über den zeitlichen Ablauf des Zerfalls sehr wohl möglich: Alle 19,3 Sekunden hat sich die Hälfte der jeweils vorhandenen C-10-Kerne durch β^{+}-Zerfall in Atomkerne des Bors B 10 umgewandelt. Diese für den Zerfall charakteristische Zeitdauer, in diesem Beispiel 19,3 Sekunden, nennt man "Halbwertszeit". Die Halbwertszeit ist eine für jeden radioaktiven Stoff charakteristische Größe. Für Tritium H 3 beträgt sie z.B. 12,3 a, für das Uranisotop U 238 jedoch $4{,}51 \cdot 10^{9}$ a. Sie kann aber auch wesentlich kürzer sein, z.B. 45 ms wie beim Nickelisotop Ni 53.

Die Nuklidkarte läßt auf einen Blick erkennen, daß die stabilen Atomkerne etwa gleich viel Protonen wie Neutronen bei einem geringen Neutronenüberschuß enthalten, daß von der Massenzahl A > 210 ab alle Kerne instabil sind, daß die stabilen Kerne von instabilen Kernen mit langen Halbwertszeiten umgeben sind und vieles andere mehr.

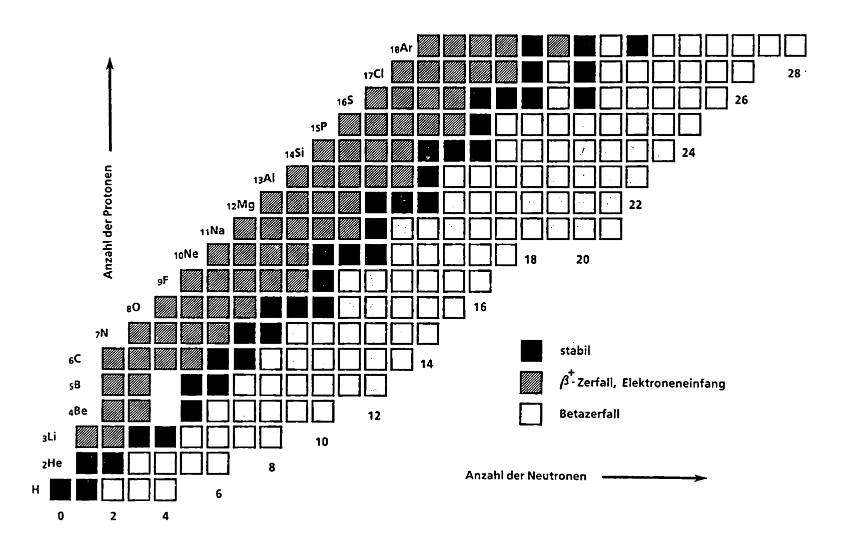


Abb. 1: Ausschnitt aus der Nuklidkarte, der die bekannten Nuklide der ersten achzehn chemischen Elemente zeigt.

Absorbiert ein stabiles (also in der Natur vorkommendes) Nuklid etwa im Neutronenfeld eines Kernreaktors ein Neutron, so geht es häufig unter Aussenden von Gammastrahlung in ein radioaktives Nuklid über:

$$^{59}_{27}\mathrm{Co} \quad + \quad ^{1}_{0}\mathrm{n} \quad \rightarrow \quad ^{60}_{27}\mathrm{Co} \quad + \quad \gamma$$

Aktivierung

Das bei dieser Reaktion gebildete Kobaltisotop Co 60 ist radioaktiv, mit einer Halbwertszeit von 5,3 a. Durch diese Reaktion ist also Radioaktivität künstlich erzeugt worden. Das radioaktive Co 60 sendet Beta- und Gammastrahlung aus. Seine Aktivität nimmt entsprechend der Halbwertszeit ab. Da das Co 60 keine Neutronen emittiert, kann es seinerseits andere Stoffe nicht radioaktiv machen ("aktivieren").

Künstliche Radioaktivität

1.3 Kernkräfte

In den Atomkernen wird eine Anzahl von Protonen auf kleinstem Raum zusammengehalten, obwohl sich diese durch ihre gleichartigen elektri-

schen Ladungen gegenseitig stark abstoßen. In den Kernen müssen also noch andere, weitaus stärkere Kräfte zwischen den Nukleonen wirken, die die Stabilität der Atomkerne verursachen. Die Natur dieser Kernkräfte wurde ab 1936 in vielen Experimenten untersucht. Es zeigte sich, daß innerhalb ihrer kurzen Reichweite (etwa 10^{-15} m) diese Kräfte überaus stark wirken, indem sie ein Nukleon mit einer Energie von 6 bis 8 MeV [1)] an den Kern binden. Im Vergleich dazu ist die Energie von 2 bis 3 eV [1)], mit der die äußeren Elektronen in der Elektronenhülle des Atoms gebunden sind, also die Energie, die für die chemischen Prozesse charakteristisch ist, äußerst gering.

Reichweite der Kernkräfte

Die Entdeckung dieser neuen, ungeheuer starken Energien im Atomkern führte natürlich sofort zu der Frage nach der Ursache für diese Energien und ob es möglich sein würde, diese Energieart zu nutzen. Die Ursache dieser starken Bindungsenergien konnte aus der Beobachtung der Massen erklärt werden. Die Massen der Atomkerne sind immer kleiner als die Summe der Massen der einzelnen Nukleonen, aus denen die Kerne aufgebaut sind. Beim Heliumkern findet man z.B. einen Fehlbetrag, einen "Massendefekt" von rund 0,8 %. Nach den Regeln der speziellen Relativitätstheorie existiert eine Äquivalenz von Masse m und Energie E über die Beziehung

Bindungsenergie

Einstein-Relation

$$E = m\,c^2$$

wobei c^2 das Quadrat der Lichtgeschwindigkeit ist. Dem Massendefekt, der sich beim Aufbau eines Atomkerns aus den einzelnen Nukleonen ergibt, entspricht also ein Energiebetrag, der sich als Bindungsenergie zwischen den Nukleonen wiederfindet. Für das Beispiel des Heliumkerns bedeutet dies also folgendes: Könnte man zwei Protonen und zwei Neutronen zu einem Heliumkern verschmelzen, würden dabei 0,8 % der vier Nukleonenmassen verschwinden. Diesem Massendefekt entspricht eine Energie von 28,3 MeV, die bei diesem Prozeß freigesetzt würde. Andererseits muß dieser Energiebetrag von 28,3 MeV aufgewendet werden, um den Heliumkern in zwei einzelne Protonen und zwei einzelne Neutronen zu zerlegen, weil die vier Nukleonen ja gerade mit dieser Bindungsenergie zum Heliumkern zusammengehalten werden.

Massendefekt

Fusion und Fission

Obwohl dieses Beispiel zeigt, wie im Prinzip die Kernkräfte genutzt werden können, nämlich indem man z.B. Neutronen und Protonen zu Heliumkernen verschmelzen läßt, ist es für eine technische Energienut-

---

[1)] In der Kern- und Reaktorphysik werden Energien gewöhnlich in der Einheit Elektronenvolt (eV) gemessen. 1 eV stellt die Energiemenge dar, die ein Elektron aufnimmt, wenn es die Potentialdifferenz von 1 Volt durchläuft.

$1\ \text{eV} = 1{,}602 \times 10^{-19}\ \text{Joule} = 4{,}45 \times 10^{-26}\ \text{kWh}$

Das millionenfache dieser Einheit wird als 1 MeV bezeichnet. Der Energieinhalt von 1 kg Steinkohle (eine Steinkohleeinheit) entspricht $1{,}8 \times 10^{26}$ eV. Diese Energiemenge wird bei der Spaltung von rd. einem halben Milligramm U 235 freigesetzt.

zung wenig nützlich. Unter normalen Bedingungen stoßen sich die Protonen gegenseitig stark ab und verschmelzen nicht mit den Neutronen unter Energiefreisetzung zum Heliumkern. Es ist zwar bekannt, daß in der Sonne solche Fusionsprozesse fortwährend ablaufen und daß die Sonne daraus ihre Strahlungsenergie gewinnt, im Labor läßt sich dieser Prozeß aber bislang nicht durchführen. Führt man entsprechende Untersuchungen für andere Atomkerne durch und bezieht die gesamte Bindungsenergie des jeweiligen Kerns auf die Anzahl der Nukleonen, die ihn bilden, so erhält man die mittlere Bindungsenergie eines Nukleons im Kern. Der Zahlenwert liegt, abgesehen von den leichtesten Kernen, zwischen 7,5 und 8,7 MeV pro Nukleon. Der Wert ist nicht konstant, sondern hängt von der Massenzahl der Kerne ab. Am stärksten, mit maximal rund 8,7 MeV, sind die Nukleonen in Kernen mittlerer Masse (Massenzahl zwischen 50 bis 100) gebunden. In den Kernen leichter Masse (A < 50) und in den Kernen schwerer Masse (A > 100) ist die

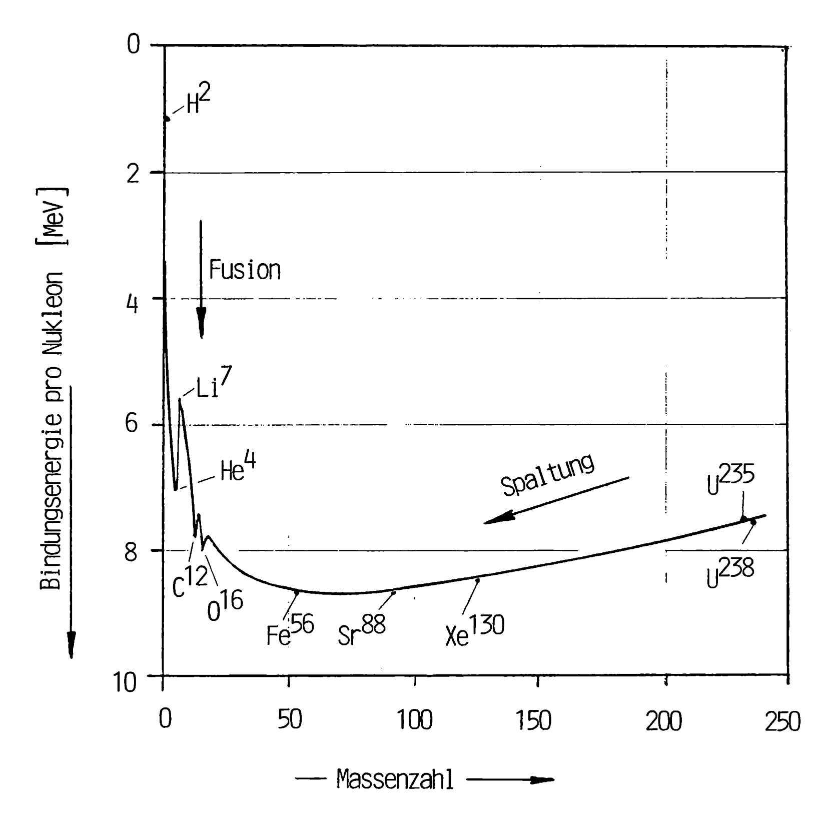


Abb. 2: Bindungsenergie in MeV pro Nukleon als Funktion der Massenzahl

Bindung schwächer. Grundsätzlich muß also Energie nach außen abgegeben werden können, wenn leichte Kerne zu einem mittelschweren Kern verschmolzen werden (Fusion) oder wenn ein schwerer Kern in mittelschwere Kerne aufgespalten wird (Fission). Damit sind bereits zwei prinzipielle Wege für die Nutzung der Energie im Atomkern aufgezeigt; aber es bedurfte erst noch der Entdeckung der neutroneninduzierten Uranspaltung durch Hahn und Straßmann im Jahr 1938, ehe eine technische Nutzung möglich wurde.

Reaktoren, die eine Nutzung der Kernenergie durch Kernspaltung im technischen Maßstab ermöglichen, werden in dieser Broschüre behandelt. Auf die Energiegewinnung durch Fusion wird hier dagegen nicht eingegangen, weil es bis jetzt keine energieliefernden Fusionsreaktoren gibt.

1.4 Kernspaltung

Uranspaltung

Seit 1934 wurden Kernreaktionen von schweren Kernen mit Neutronen untersucht. Bei solchen Untersuchungen fanden 1938 Otto Hahn und Fritz Straßmann, daß unter der Einwirkung von langsamen Neutronen auf Urankerne sich Barium gebildet hatte. Dieser Befund konnte nur so erklärt werden, daß nach Bildung eines hochangeregten Zwischenkerns (er wird durch U^* bezeichnet) eine Spaltung des Urankerns in zwei leichte Kerne stattgefunden hatte, etwa entsprechend folgender Gleichung:

$$^{235}_{92}U + {}^{1}_{0}n \rightarrow {}^{236}_{92}U^* \rightarrow {}^{89}_{36}Kr + {}^{144}_{56}Ba + 3 \cdot {}^{1}_{0}n + 200MeV$$

Während Protonen aufgrund ihrer positiven elektrischen Ladung von den gleichartig geladenen Atomkernen abgestoßen werden, können die ungeladenen Neutronen ungehindert durch elektrische Felder in die Nähe der Atomkerne kommen. Es zeigt sich, daß langsame Neutronen mit größerer Wahrscheinlichkeit in Wechselwirkung mit einem Atomkern treten als schnelle Neutronen, weil die langsamen Neutronen beim Vorbeifliegen sich eine längere Zeitdauer in der Umgebung des Kerns befinden. Neutronen werden als langsam bezeichnet, wenn ihre Geschwindigkeit etwa 2 km/s oder weniger beträgt. Dies entspricht etwa der Geschwindigkeit von Gasmolekülen infolge der Wärmebewegung bei normalen Temperaturen. Deswegen bezeichnet man solche Neutronen auch als "thermische" Neutronen. Trifft ein solches thermisches Neutron auf einen Atomkern, so kann es von diesem absorbiert werden. Durch das Einfangen des Neutrons wird die Bindungsenergie des Neutrons (rund 6 MeV) frei, ein hochangeregter Zwischenkern $^{236}_{92}U^*$ entsteht.

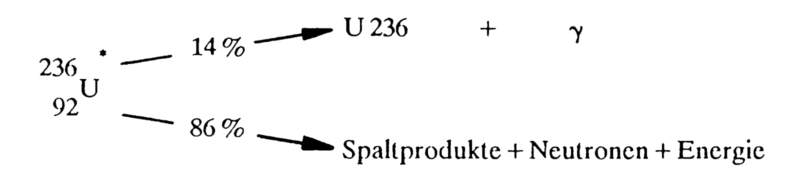
thermische Neutronen

Zwischenkern

Der Kern kann diese Energie in Form von Gammastrahlung abgeben,

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U^{*} \rightarrow ^{236}_{92}U + \gamma$$

oder es kann zur Kernspaltung kommen, wenn die freiwerdende Bindungsenergie größer ist als die zur Spaltung des Kerns notwendige Energie (bei Uran sind dies 5,3 MeV).



Spaltprodukte

Der angeregte Zwischenkern $^{236}U^{*}$ wird durch die freigesetzte Bindungsenergie des Neutrons zum Schwingen gebracht, verformt sich und zerreißt schließlich nach etwa 10^{-14} s in zwei (selten drei) Spaltprodukte SP_1 und SP_2, die gewöhnlich unterschiedliche Massen besitzen. Die elektrostatische Coulomb-Abstoßung treibt die beiden neugebildeten Atomkerne auseinander. Nach etwa 10^{-17} s sind sie 10^{-10} m (d.h. etwa einen Atomdurchmesser) voneinander entfernt. Beide Spaltprodukte enthalten zusammen 144 Neutronen. Diese Neutronenzahl ist viel zu groß für zwei mittelschwere Atomkerne. Deswegen werden jetzt zwei, drei oder vier Neutronen abgegeben (bei U 235 im Mittel etwa 2,5). Die Spaltprodukte entfernen sich weiter voneinander, geben Energie in Form von Gammastrahlung ab und kommen nach etwa 10^{-12} s zur Ruhe.

Energiefreisetzung bei Kernspaltung

Da die Nukleonen im schweren Urankern mit einer mittleren Energie von etwa 7,6 MeV gebunden sind, in den Spaltproduktkernen mit Massenzahlen um 80 bis 150 aber mit mittleren Bindungsenergien von etwa 8,5 MeV gebunden sind, wird die Differenz rund 0,9 MeV pro Nukleon infolge der Urankernspaltung freigesetzt (vgl. Abb. 1). Der Urankern enthält 235 Nukleonen, also werden bei seiner Spaltung

$$\Delta E = \left(8{,}5 \frac{\text{MeV}}{\text{Nukleon}} - 7{,}6 \frac{\text{MeV}}{\text{Nukleon}} \right) 235 \text{ Nukleonen} = 210 \text{ MeV}$$

freigesetzt. Diese Energie verteilt sich etwa wie folgt:
Der größte Teil, rund 175 MeV, erscheint als Bewegungsenergie der Spaltprodukte und wird durch ihre Abbremsung in der umgebenden Materie praktisch am Ort der Spaltung in Wärme verwandelt. Die meisten Spaltprodukte sind jedoch instabil. Bei ihrem nachfolgenden radioaktiven Betazerfall werden weitere 13 MeV freigesetzt. Die bei der Spaltung erzeugten Neutronen tragen eine Bewegungsenergie von

Antineutrinos

5 MeV, die Gammaquanten weitere 7 MeV. Sie verteilen diese Energie entsprechend ihrer Reichweite auf größere Entfernungen. Schließlich entstehen beim Spaltprozeß noch Antineutrinos, die etwa 10 MeV an Energie aufnehmen und wegen ihrer geringen Wechselwirkung mit Materie diese Energie der technischen Nutzung entziehen.

Von dem gesamten Energiebetrag von rund 210 MeV pro Spaltung können nur etwa 190 MeV genutzt werden. Das bedeutet aber - eine einfache Umrechnung zeigt das -, daß die vollständige Spaltung aller Kerne in einem Gramm U 235 eine nutzbare Wärmeenergie von rund einem Megawatt-Tag (1 MWd) ergibt. Pro Megawatt thermischer Reaktorleistung wird also pro Tag etwa 1 g U 235 gespalten.

Ein Großkraftwerk mit 1000 MW elektrischer Leistung, d.h. mit einer Wärmeleistung von rund 3000 MW, verbraucht pro Jahr als Kohlekraftwerk rund 2,7 Millionen Tonnen Steinkohle oder als Kernkraftwerk rund 1 Tonne spaltbaren Materials (z.B. U 235). Dieser konzentrierte Energieinhalt in geeigneten Kernenergierohstoffen war der Antrieb zur Suche nach Möglichkeiten zur Beherrschung und Nutzung dieser neuen Energiequelle. Durch die Untersuchung der natürlichen Radioaktivität, d.h. der Kernzerfälle, deren Ablauf von außen nicht beeinflußt werden kann, war die Existenz des Energiepotentials in den Atomkernen bekannt. Durch die Entdeckung der Kernspaltung war jetzt eine Möglichkeit eröffnet worden, energieliefernde Kernprozesse gezielt auslösen zu können, doch zur Energienutzung im technischen Maßstab war es noch ein weiter Weg. Die Tatsache, daß die Spaltung des Uranisotops U 235 durch den Einfang eines Neutrons induziert wird und daß durch die Kernspaltung wieder Neutronen produziert werden, und zwar im Überschuß, d.h. mehr als zur Spaltung verbraucht werden, eröffnete die Möglichkeit der Kettenreaktion. Die Neutronen, die bei einer Kernspaltung entstehen, können wieder neue Spaltungen veranlassen, die ihrerseits wieder eine neue Generation von Neutronen produzieren. In diesem Wechselspiel kann die Zahl der Neutronen ständig ansteigen, ebenso die Anzahl der gespaltenen Kerne, und infolgedessen können Energiebeträge im technischen Maßstab freigesetzt werden. Schematisch ist dieser Vorgang in Abb. 3 dargestellt. Dabei wird zur Vereinfachung die Zahl der Sekundärneutronen (Anzahl der Neutronen, die bei der Kernspaltung freigesetzt werden) als drei angenommen. Dieses Bild veranschaulicht auch die Bedeutung des Neutronenmultiplikationsfaktors k. Er ist definiert als Verhältnis der Neutronenanzahl in einer Generation zur Anzahl der Neutronen in der vorhergehenden Generation. Im Beispiel der Abb. 3 findet man $k = 2$. Ist $k < 1$, nimmt die Anzahl der Neutronen und damit die Anzahl der Kernspaltungen, also auch die Energieerzeugung, ständig ab, schließlich wird sie Null. Ist dagegen $k > 1$, nimmt die Neutronenanzahl, die Anzahl der Spaltungen und die Energieerzeugung, zu. Für $k = 1$, wenn die Zahlen weder zu- noch abnehmen, spricht man von einem stationären Zustand.

Neutronengenerationen

Neutronenmultiplikation

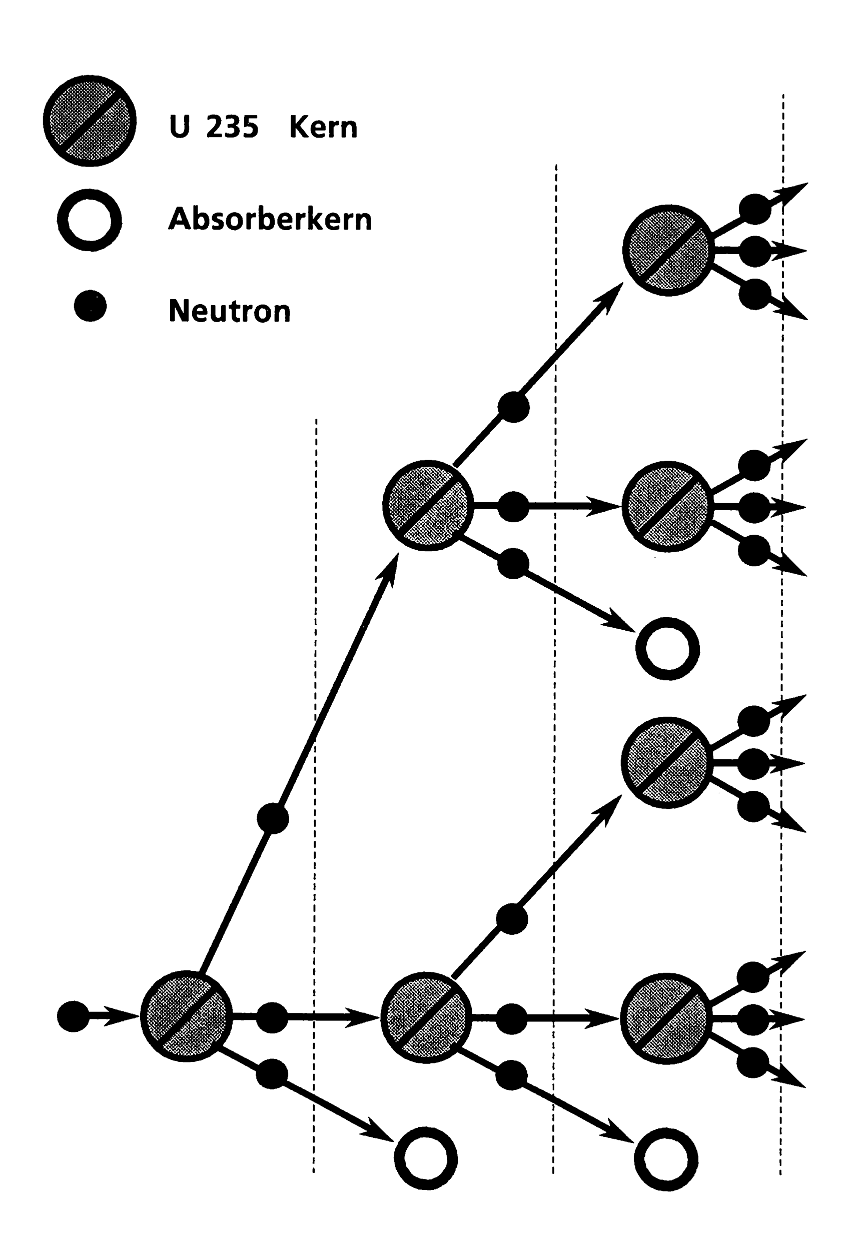


Abb. 3: Schema einer Kettenreaktion. Für dieses Schema wird angenommen, daß bei jeder Spaltung drei Neutronen entstehen ($\nu = 3$), von denen eines sofort absorbiert wird. Der Multiplikationsfaktor k beträgt für dieses Beispiel also $k = 2$.

1.5 Neutronenreaktionen

In der Abb. 3, die die Neutronenvermehrung bei einer Kettenreaktion veranschaulicht, ist zur Vereinfachung angenommen, daß die Neutronen, die bei der Kernspaltung entstehen, entweder gleich wieder neue Kernspaltungen auslösen oder sofort eingefangen werden. Neutronen können aber auch eine Reihe von anderen Prozessen auslösen.

Neutronenstreuung

Man kann sich Neutronen und Atomkerne als kleine und größere Kugeln vorstellen. So wie Billardkugeln aneinanderstoßen und dabei Energie austauschen können, sind auch ähnliche Wechselwirkungen zwischen Neutronen und Atomkernen möglich. Ein solcher Prozeß, bei dem das Neutron und der Atomkern ihre Impulse und Bewegungsenergien wie aneinanderprallende harte Kugeln austauschen, wird als "elastischer Stoß" (auch als "elastische Streuung") bezeichnet. Sind die Massen der Stoßpartner gleich, wie etwa bei der Streuung des Neutrons am Wasserstoffkern, so kann sogar bei einem einzigen elastischen Stoß ein schnellfliegendes Neutron seine gesamte Bewegungsenergie an einen ruhenden Wasserstoffatomkern abgeben.

elastischer Stoß

inelastischer Stoß

Von einem "inelastischen Stoß" (bzw. einer "inelastischen Streuung") spricht man, wenn beim Zusammentreffen von Neutron und Atomkern ein Teil der Energie des Neutrons als Anregungsenergie an den Kern übertragen wird. Das Neutron hat dadurch Energie verloren, der angeregte Kern gibt die aufgenommene Energie sofort als Gammastrahlung wieder ab. Dieser Prozeß findet vorwiegend an schweren Atomkernen statt, die genügend viele Anregungszustände aufweisen.

Neben diesen Streu- oder Stoßprozessen kann ein Neutron von einem Atomkern auch eingefangen werden, z.B. entsprechend

Neutroneneinfang

$$^{1}_{0}n + ^{56}_{26}Fe \rightarrow ^{57}_{26}Fe$$

oder

$$^{1}_{0}n + ^{238}_{92}U \rightarrow ^{239}_{92}U$$

Der sich dabei bildende Kern kann stabil oder radioaktiv sein.

Daß es aufgrund einer Wechselwirkung zwischen Neutron und Atomkern auch zu einer Kernspaltung kommen kann, wurde bereits im Kapitel 1.4 beschrieben. Auch dabei wird zunächst ein Neutron vom Urankern absorbiert. Deswegen werden Neutroneneinfangprozesse und Kernspaltung auch zusammenfassend als Neutronenabsorptionsprozesse bezeichnet.

Neutronenabsorption

Obwohl alle diese Reaktionen zwischen jedem Neutron und jedem Atomkern möglich sind, gibt es doch große Unterschiede für die Häufigkeit, mit der diese Prozesse ablaufen. Man mißt das Zustandekommen

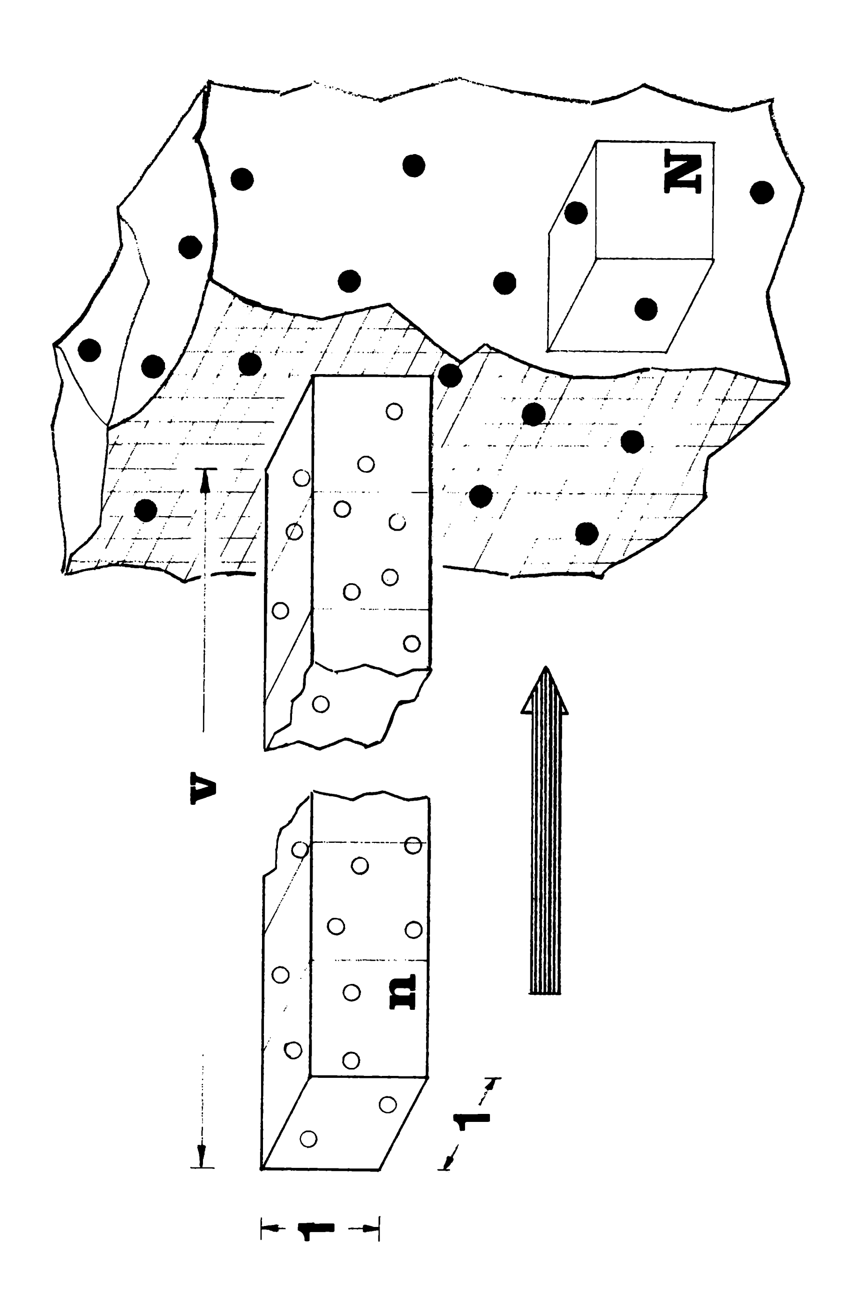


Abb. 4: Neutronen der Geschwindigkeit v treffen auf Materie.

Wirkungs-querschnitt

der verschiedenen Wechselwirkungen zwischen Neutron und Kern durch Angabe des "Wirkungsquerschnitts". Anschaulich kann man sich darunter eine Zielscheibe vorstellen, die am Kern angebracht ist. Trifft das Neutron diese Zielscheibe, so läuft der entsprechende Prozeß ab. Um diesen Vorgang mathematisch zu erfassen, denkt man zunächst an den einfachen Fall, daß Neutronen mit einer Geschwindigkeit v senkrecht in ein Materialstück eindringen (vgl. Abb. 4). Die Anzahl der Atomkerne N pro Volumenelement im Material ist gegeben durch

$$N = \frac{N_A \cdot \rho}{A}$$

N_A: Avogadro-Konstante $6 \cdot 10^{23}\ mol^{-1}$
A: Atomgewicht in g
ρ: Dichte in g pro cm^3

Pro Sekunde treffen j Stück Neutronen auf einen Quadratzentimeter der Oberfläche des Materialstücks.

$$j = n \cdot v$$

n: Anzahl der Neutronen pro cm^3 (Neutronendichte im Strahl)
v: Geschwindigkeit der Neutronen in $cm \cdot s^{-1}$

Reaktions-rate

Diese Neutronen treten mit den Atomkernen im Material in Wechselwirkung. Man mißt die Reaktionsrate R, dies ist die Anzahl der Wechselwirkungen pro Volumenelement (d.h. pro cm^3) und pro Sekunde. Bildet man nun den Quotienten

$$\sigma = \frac{R}{N \cdot j}$$

so erhält man den Wirkungsquerschnitt σ. Er besitzt die Dimension einer Fläche und wird gewöhnlich in "barn" (barn (engl.) = Scheunentor) gemessen.

barn

$$1\ \text{barn} = 10^{-28}\ m^2$$

Definitionsgemäß ist der Wirkungsquerschnitt ein Maß für die Wahrscheinlichkeit, mit der eine Wechselwirkung zwischen Atomkern und dem Neutron der Geschwindigkeit v stattfindet. Anschaulich läßt er sich, wie oben schon gesagt, als Querschnittsfläche deuten, die der Atomkern dem anfliegenden Neutron entgegenstellt. Die Abhängigkeit der Wirkungsquerschnitte von der Neutronengeschwindigkeit (vgl. Abb. 5) zeigt allerdings die Grenzen solcher anschaulichen Deutungen.

Neutronen-fluß

In der Reaktorphysik bezeichnet man das Produkt von Neutronendichte n und Neutronengeschwindigkeit v (ohne Beachtung der Flugrichtung) als Neutronenfluß ϕ.

$$\phi = n \cdot v \qquad cm^{-2}\ s^{-1}$$

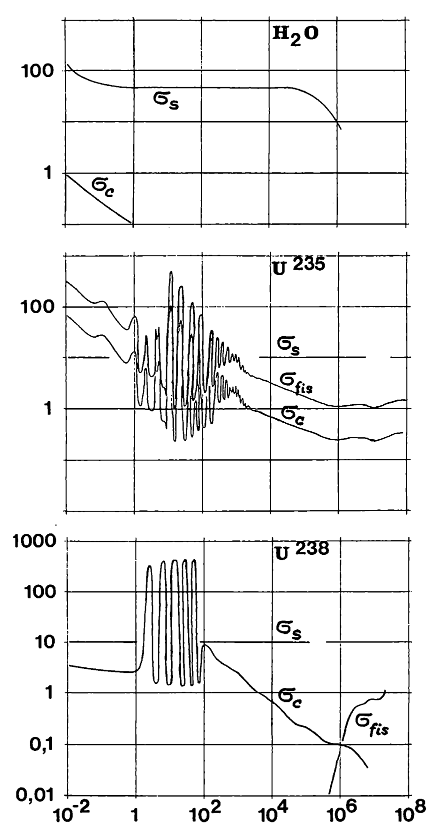


Abb. 5: Wirkungsquerschnitte in barn (1 barn = 10^{-24} cm^2) in Abhängigkeit von der Neutronenenergie in Elektronenvolt (eV). Die Indizes bezeichnen die Art der Wechselwirkung (s = Streuung, fis = Spaltung, c = capture, Einfang).

Die Reaktionsrate schreibt sich damit

$$R = \sigma \cdot N \cdot \phi \quad cm^{-3}\ s^{-1}$$

Die Wirkungsquerschnitte für die Wechselwirkungen zwischen Neutron und Kern zeigen ein sehr unterschiedliches Verhalten. In der Abb. 5 ist der Verlauf einiger Wirkungsquerschnitte als Funktion der Neutronenenergie dargestellt.

Wirkungsquerschnittsverlauf

Während der Querschnitt für elastische Streuung über weite Energiebereiche konstant ist, wie das seine anschauliche Deutung nahelegt, zeigt der Verlauf des Wirkungsquerschnitts für Neutroneneinfang einen deutlichen Abfall mit wachsender Neutronenenergie. Darüber hinaus findet man für die Uranisotope U 235 und U 238 im Bereich zwischen rd. 1 eV und rd. 1000 eV einen merkwürdigen Kurvenverlauf, der an Resonanzeffekte erinnert, wie sie aus der Mechanik oder Elektrotechnik bekannt sind, und tatsächlich treten entsprechende Effekte bei Reaktionen zwischen Neutronen und Kernen auf. Ist die Energie des Neutrons gerade so groß, daß durch den Neutroneneinfang ein Energieniveau des dadurch neugebildeten Kerns erreicht wird, so wächst der Wirkungsquerschnitt unvermittelt an. Derartige Resonanzen findet man auch im Verlauf des Wirkungsquerschnitts für Kernspaltung für das Nuklid U 235. Wirkungsquerschnitte für Reaktionen, die eine gewisse Mindestenergie benötigen, wie die inelastische Streuung oder die Kernspaltung des U 238, zeigen in ihrem Verlauf ein "Schwellwertverhalten".

Der für die Reaktortechnik besonders wichtige Wirkungsquerschnitt für die Kernspaltung des U 235 nimmt hohe Werte (rd. 1000 b) bei niedrigen Neutronenenergien $E \approx 1/100$ eV an, wird aber wesentlich kleiner

(rd. 1 b) bei hohen Neutronenenergien von E ≈ 1 MeV. Mit Energien von etwa dieser Größenordnung entstehen die Neutronen aber bei der Spaltung des Urankerns. Damit die Kernspaltung als Kettenreaktion ablaufen kann, ist es günstig, daß die Neutronen, die bei der Spaltung entstehen, zunächst ihre hohe Energie abgeben, z.B. durch elastische Stoßprozesse. Ist ihre Energie dann auf etwa 1/100 eV abgesunken, ist die Wahrscheinlichkeit für eine neutroneninduzierte Kernspaltung etwa 1000mal größer geworden.

1.6 Prinzipieller Aufbau eines Reaktors

thermische Neutronen

Der Kernreaktor ist eine technische Einrichtung, in der die neutroneninduzierte Spaltung von Atomkernen als eine sich selbst tragende Kettenreaktion abläuft. Im Reaktor ist dazu spaltbares Material, z.B. U 235 oder Pu 239, in geeigneter Menge und Form vorhanden. Neutronen geringer Energie (thermischer Energie, d.h. im Bereich 1/10 bis 1/100 eV) treten mit den Atomkernen dieses Materials in Wechselwirkung und rufen Kernspaltungen hervor. Bei diesen Kernspaltungen entstehen Energie und neue Neutronen, sogenannte Sekundärneutronen. Diese Neutronen entstehen aber mit hoher Energie (rd. 2 MeV) und bei diesen Energiewerten ist die Wahrscheinlichkeit dafür, daß sie eine neue Kernspaltung herbeiführen, gering (der Wirkungsquerschnitt für Kernspaltung ist in diesem Energiebereich klein, er beträgt nur ca. 1 b). Deswegen gibt man ein Material in den Reaktor, an das die Neutronen ihre Energie abgeben können, z.B. durch elastische Stoßprozesse. Dieses Material wird als Neutronenmoderator bezeichnet *). Seine Atomkerne sollen einen hohen Wirkungsquerschnitt für die elastische Streuung haben, sollen andererseits aber Neutronen möglichst nicht einfangen, d.h. der Wirkungsquerschnitt für Neutroneneinfang soll klein sein. Ist die Massenzahl der Moderatoratomkerne klein, so kann das Neutron durch wenige Stoßprozesse seine Energie verlieren, d.h. an den Moderator übertragen. Als Moderatorsubstanzen eignen sich also Wasserstoff H 1 in Form von Wasser H_2O; versuchsweise wurden auch organische Substanzen erprobt. Verwendung findet ferner Kohlenstoff C 12 in Form von Graphit sowie schwerer Wasserstoff (Deuterium H 2 bzw. D) in Form von "schwerem Wasser" D_2O.

Moderator

Abbremsung

Wenn die Neutronen durch elastische Stöße ihre Energie an die Atomkerne des Moderators abgegeben haben, ist die Wahrscheinlichkeit (bzw. der Wirkungsquerschnitt als Maß dafür) für das Auslösen einer neuen Kernspaltung sehr groß. Durch diese neuen Kernspaltungen wird eine neue Neutronengeneration erzeugt, die ihrerseits wieder erneut Kernspaltungen herbeiführen kann: Eine Kettenreaktion läuft ab.

---

*) In "schnellen" Reaktoren fehlt der Moderator, vgl. Abschnitt 2.4.1

Da eine Kernspaltung von einem Neutron ausgelöst wird, bei der Spaltung aber mehr als ein neues Sekundärneutron erzeugt wird, kann von einer Neutronengeneration zur nächsten die Neutronenzahl und damit auch die Zahl der Kernspaltungen ansteigen. Dieses Ansteigen mißt man durch den Multiplikationsfaktor k. Er kann als das Verhältnis der Zahl der Kernspaltungen in einer Neutronengeneration zur Zahl der Spaltungen in der vorhergehenden Generation angesehen werden:

Multiplikationsfaktor

$$k = \frac{\text{Zahl der Spaltungen einer Neutronengeneration}}{\text{Zahl der Spaltungen der vorhergehenden Generation}}$$

Die Lebensdauer eines Neutrons im Reaktor, d.h. die Zeit zwischen seiner Entstehung als schnelles Neutron bei einer Kernspaltung bis zur Absorption in einem U-235-Kern, ist sehr kurz, ca. 10^{-4} Sekunden (der genaue Wert ist vom Reaktortyp abhängig). Da die Zahl der Neutronen und demzufolge auch die Zahl der Kernspaltungen sich von einer Generation zur nächsten um den Faktor k ändert, ist für $k > 1$ ein sehr schnelles lawinenartiges Anwachsen der Zahl der Kernspaltungen und damit auch der Energiefreisetzung zu erwarten.
Besitzt k z.B. den Wert 1,005, d.h. nimmt die Anzahl der Kernspaltungen von einer Generation zur nächsten nur um 0,5 % zu, so ergibt das in nur einer Sekunde eine Vermehrung der Anzahl der Kernspaltungen um den unvorstellbar großen Faktor 10^{21}. Für die friedliche Nutzung der Kernenergie ist aber eine kontrollierte, d.h. im Zeitablauf steuerbare Energiefreisetzung gefordert. Diese Steuerung des Zeitablaufs der Kettenreaktion ist nur durch die Existenz der sogenannten "verzögerten" Neutronen möglich.

Lebensdauer einer Neutronengeneration

Die bei der Kernspaltung freigesetzten Sekundärneutronen werden zwar fast alle "sofort", d.h. 10^{-17} s nach der Spaltung, freigesetzt, jedoch ein sehr geringer Anteil β (bei U 235 beträgt dieser Anteil β = 0,64 %) dieser Neutronen verbleibt in den Spaltprodukten und wird erst bei deren β-Zerfall, also mit einer zeitlichen Verzögerung, die bis zu einer Minute beträgt, später emittiert. Diese "verzögerten" Neutronen, deren genaue Eigenschaften 1942 beim Bau des ersten Kernreaktors in Chikago noch unbekannt waren, eröffnen die Möglichkeit, den Ablauf der Kettenreaktion zu steuern.

verzögerte Neutronen

Die technische Nutzung der Energie der Atomkerne - noch 1935 von Ernest Rutherford, dem damals bedeutendsten Sachverständigen auf diesem Gebiet, als unsinnig, weil unmöglich, zurückgewiesen - bedurfte des Zusammenwirkens von drei Umständen:

- In der Natur mußte wenigstens ein Isotop eines Elements gefunden werden, dessen Kern durch Neutroneneinfang mit genügend großer Wahrscheinlichkeit zur Spaltung angeregt werden kann.

Bedingungen für kontrollierte Kernspaltung

- Bei dieser Kernspaltung muß die Neutronenausbeute groß genug sein, damit bei günstiger Anordnung geeigneter Materialien eine Kettenreaktion aufrechterhalten werden kann. Dadurch können so viele Atomkerne zur Spaltung gebracht werden, daß Energie im technischen Maßstab freigesetzt wird.
- Die Existenz der "verzögerten" Neutronen, so gering ihr Anteil auch ist, ermöglicht eine Steuerung des Ablaufs der Kettenreaktion und damit eine kontrollierte Energiefreisetzung.

Die relativ hohe Energieausbeute von rd. 200 MeV pro Kernspaltungsreaktion - sehr hoch im Vergleich mit den Energieausbeuten chemischer Reaktionen - beeinflußte entscheidend die Wirtschaftlichkeit der technischen Nutzung der Kernenergie.

Der erste Kernreaktor, den Enrico Fermi mit seinen Mitarbeitern 1942 in Chikago aufbaute, bestand aus aufgeschichteten Graphitblöcken, zwischen die in regelmäßigen Abständen Uranstäbe eingelegt waren. Damit ist der prinzipielle Aufbau eines heterogenen, thermischen Kernreaktors bereits beschrieben: Uran bildet den nuklearen "Brennstoff", d.h. das Material, das ein Nuklid (U 235) enthält, das sich durch Neutroneneinfang zur Kernspaltung anregen läßt. Die dabei entstehenden Sekundärneutronen treten in die umgebende Moderatorsubstanz, den Graphit, ein. Dort geben sie durch elastische Stoßprozesse ihre Energie an die Kohlenstoffatomkerne ab. Wenn die Neutronen dadurch bis auf "thermische" Energiewerte (rd. 1/40 eV) abgebremst worden sind, wobei sie sich auch eine gewisse Strecke im Graphit fortbewegt haben, können sie im nächsten Uranstab wieder eine Kernspaltung auslösen. So kann eine Kettenreaktion zustande kommen.
Voraussetzungen sind: Erstens die Uranstäbe sind richtig bemessen und liegen im richtigen Abstand zwischen den Graphitblöcken, zweitens im Graphit und im Uran sind nicht zu viele Verunreinigungen enthalten, die die Neutronen absorbieren, bevor sie neue Kernspaltungen im Uran auslösen, und drittens die ganze Anordnung ist nicht so klein, daß zu viel Neutronen aus der Anordnung ausfließen, so daß zu wenig in der Anordnung übrig bleiben, um die Kettenreaktion aufrechtzuerhalten.

Steuerung der Kettenreaktion

Die Steuerung des Ablaufs der Kettenreaktion erfolgt durch ein neutronenabsorbierendes Material (Cadmium, Bor, o.ä.), das mehr oder weniger tief in die Reaktoranordnung eintaucht und dadurch im stärkeren oder schwächeren Maße Neutronen absorbiert, d.h. der Kettenreaktion entzieht. Wird durch passendes Einschieben des Absorbers erreicht, daß der Multiplikationsfaktor k für die Neutronen genau den Wert $k = 1$ annimmt, so bedeutet dies, daß die Anzahl der Kernspaltungen pro Sekunde konstant bleibt, d.h. im Laufe der Neutronengenerationen sich nicht ändert. Diesen Zustand des Reaktors bezeichnet man als stationären oder kritischen Zustand. Taucht man den Absorber tiefer in den Reaktor ein, so werden mehr Neutronen in diesem Material absorbiert, d.h. der Kettenreaktion entzogen. Der Faktor k sinkt unter Eins und die

Kettenreaktion bricht ab. Werte von k unter 1 charakterisieren den unterkritischen Zustand des Reaktors, in dem eine Kettenreaktion nicht aufrechterhalten werden kann.

Soll die Anzahl der Kernspaltungen pro Sekunde anwachsen, d.h. die Leistung des Reaktors mit der Zeit steigen, so muß der Multiplikationsfaktor k Werte über 1 annehmen. In diesen überkritischen Zustand bringt man den Reaktor durch Herausziehen des Absorbermaterials. Dabei ist darauf zu achten, daß k zwar größer als Eins, aber stets kleiner als $1 + \beta$ ("prompt kritisch") bleibt.

$$1 < k < 1 + \beta$$

verzögert über-kritischer Reaktor

Dann ist der Reaktor zwar überkritisch und seine Leistung steigt, aber zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion ist immer noch der kleine Anteil β der verzögerten Neutronen erforderlich. Man nennt diesen Bereich den verzögert überkritischen Zustand des Reaktors. Das Zeitverhalten des Reaktors, das Anwachsen seiner Leistung, wird in diesem Bereich durch die Zeitkonstanten der verzögerten Neutronen beherrscht. Deswegen kann man den Reaktor gut durch Verschieben von "Steuerstäben" (Stäben, die Neutronenabsorber wie Bor oder Cadmium enthalten) regulieren. Reaktoren werden stets im kritischen oder verzögert überkritischen Bereich betrieben.

Neben dem Multiplikationsfaktor k verwendet man häufig die Reaktivität

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

Reaktivität

Man mißt die Reaktivität in der Einheit "Dollar" ($), indem man den Bereich

von "verzögert kritisch"	$k = 1$,	d.h.	$\rho = 0$
bis "prompt kritisch"	$k = 1 + \beta$,	d.h	$\rho = \beta$
		also	$\Delta\ \rho = \beta$

als 1$ bezeichnet.

Reaktoren werden also im Reaktivitätsbereich zwischen $\rho = 0$ und $\rho =$ 1 $ betrieben, wobei man immer deutlich unter 1 $ bleibt.

Um einen Reaktor zur Energieerzeugung verwenden zu können, muß die Energie in Form von Wärme vom Reaktor (der Wärmequelle) zum Verbraucher (der Wärmesenke, das ist z.B. ein Dampferzeuger, eine Dampfturbine o.ä.) transportiert werden. Der Leistungsreaktor benötigt also neben dem Kernbrennstoff, dem Neutronenmoderator, der nur beim schnellen Reaktor entfällt, und einer Steuervorrichtung noch eine Kühlung zum Transport der Wärmeenergie. Da die Neutronenphysik des Reaktors weitgehend durch die Wahl des Neutronenmoderators festge-

legt ist, die Technik der Wärmeübertragung weitgehend durch das Kühlmedium bestimmt wird, kann man Leistungsreaktoren grob durch diese beiden Angaben klassifizieren.

Gas-Graphit-Reaktor

Gas-Graphit-Reaktoren, d.h. Reaktoren mit einem Graphitmoderator und einer Gaskühlung (z.B. CO_2-Kühlung), waren die ersten Kernreaktoren, die zur Stromerzeugng verwendet wurden. Aber auch die modernen Hochtemperaturreaktoren mit Heliumkühlung sind hier einzuordnen.

Leichtwasserreaktor

Leichtwasserreaktoren (LWR) verwenden normales, vollentsalztes Wasser (H_2O) als Moderator und Kühlmittel. Die starke Neutronenabsorption im Wasser macht die Verwendung von angereichertem Uran, d.h. von Uran, bei dem der Anteil des Isotops U 235 auf ca. 3 % erhöht ist, erforderlich. Zwei Varianten sind gebräuchlich: der Druckwasserreaktor (DWR) und der Siedewasserreaktor (SWR).

Brennstab

Brennelement

Druckbehälter

Der Reaktorkern eines Leichtwasserreaktors ist aus Brennstabbündeln, sogenannten Brennelementen, aufgebaut. Der einzelne Brennstab besteht aus einem Metallrohr, das den Kernbrennstoff umschließt. Der Kernbrennstoff ist angereichertes Uran, das als gesintertes Oxid in Form von Tabletten in das Metallrohr des Brennstabs eingefüllt wird. Zur besseren Handhabung werden mehrere Brennstäbe mit Abstandshaltern zu einem Brennelement (Brennstabbündel) zusammengefaßt. Aus diesen Brennelementen wird der Reaktorkern aufgebaut, so daß die einzelnen Brennstäbe im festen Abstand voneinander gehalten werden. Der Reaktorkern sitzt in einem Druckbehälter und wird von Wasser umspült. Das Wasser zwischen den Brennstäben erfüllt zwei Aufgaben. Es wirkt einmal als Neutronenmoderator und ermöglicht so bei richtiger Auslegung und Dimensionierung das Ablaufen der Urankernspaltung als Kettenreaktion. Durch die Kettenreaktion wird in den Brennstäben Energie als Wärme freigesetzt. Das Wasser kann dann seine zweite Aufgabe erfüllen,nämlich als Kühlmittel diese Wärme aus den Brennstäben abzuführen.

Siedewasser- und Druckwasserreaktor

Zwei Arten der Wärmeabführung sind möglich: Entweder läßt man das Wasser zwischen den Brennstäben zum Sieden kommen, erzeugt also direkt zwischen den Brennstäben Dampf, der zur weiteren Nutzung in eine Turbine geleitet wird. Das ist das Prinzip des Siedewasserreaktors, der im Forschungszentrum Argonne bei Chikago entwickelt wurde. Oder man unterdrückt das Sieden durch Anwenden eines entsprechend hohen Drucks. Das Wasser verdampft dann nicht, sondern transportiert die Wärme durch eine entsprechende Temperaturerhöhung von den Brennelementen zur Primärseite eines Wärmetauschers. Auf der anderen (Sekundär-) Seite des Wärmetauschers ist ebenfalls Wasser, aber unter geringerem Druck. Deswegen kann dieses Wasser sieden, wiederum wird Dampf erzeugt und zur Nutzung einer Turbine zugeleitet. Dies ist das Prinzip des Druckwasserreaktors, der zuerst zum Antrieb von Schiffen

entwickelt wurde. Wegen der starken Neutronenabsorption im Wasser benötigen alle Reaktoren vom LWR-Typ angereichertes Uran als Kernbrennstoff. Ein Wasserstoffisotop, das bereits neben dem einen Proton ein zusätzliches Neutron im Atomkern enthält und deswegen sehr viel weniger Neutronen absorbiert als "normaler" Wasserstoff H 1, ist Deuterium H 2. Das Oxid des Deuteriums D_2O ist ebenfalls Wasser wie H_2O, aber neutronenphysikalisch gesehen verhält sich D_2O ganz anders als H_2O. Das "schwere" Wasser D_2O absorbiert rund 1000mal weniger Neutronen als H_2O. Deswegen kann man bei Verwenden des (sehr teuren) schweren Wassers D_2O anstelle des "normalen" Wassers H_2O wieder nicht-angereichertes Natururan als Kernbrennstoff einsetzen. Solche Reaktoren bezeichnet man kurz als Schwerwasserreaktoren, obwohl auch hier wieder verschiedene Versionen möglich sind. Gewöhnlich wird das schwere Wasser als Neutronenmoderator und gleichzeitig als Kühlmittel benutzt. Nach der Gestalt des Druckbehälters unterscheidet man hier Druckkesselreaktoren, die ganz ähnlich wie Reaktoren vom LWR-Typ aufgebaut sind, und Druckröhrenreaktoren. Bei letzteren liegen die Brennstabbündel in vielen einzelnen Metallröhren (Druckröhren), durch die das D_2O-Kühlwasser fließt, das die Kühlung der Brennstäbe bewirkt und dadurch selbst erhitzt wird. Das D_2O, das die Druckröhren außen umspült, wirkt dagegen vornehmlich als Neutronenmoderator und bleibt im wesentlichen kühl. Dieser in Kanada entwickelte Reaktortyp wird als CANDU-Reaktor (Canadian Deuterium Uranium Reactor) bezeichnet.

Schwerwasserreaktor

Wird in einem Reaktor auf den Neutronenmoderator verzichtet, so werden die Neutronen nicht auf niedrige Energien abgebremst, sondern sie bleiben energiereich bzw. "schnell". Reaktoren ohne Moderator werden wegen dieser "schnellen" Neutronen kurz als "schnelle Reaktoren" bezeichnet. Zur Kühlung der Brennelemente darf dann auch kein Wasser oder eine andere neutronenmoderierende Substanz verwendet werden. Flüssige Metalle, hauptsächlich flüssiges Natrium, werden wegen ihrer guten Wärmeübertragungseigenschaften und wegen ihrer fehlenden Neutronenmoderation eingesetzt. Solche natriumgekühlten "schnellen" Reaktoren können neben der Energieerzeugung gleichzeitig neuen Spaltstoff (gewöhnlich Plutonium) erbrüten und werden deswegen auch Brutreaktoren oder kurz "schnelle Brüter" genannt.

Schnelle Brüter

Weitere Kombinationen von Moderator- und Kühlmedien sind denkbar, sie sind auch untersucht worden. Aus wirtschaftlichen oder technischen Gründen spielen sie aber jetzt und in der überschaubaren Zukunft keine Rolle bei der technischen Nutzung der Kernenergie.

Literatur zu Kapitel 1

- Ziegler, A:	Lehrbuch der Reaktortechnik Band 1 Reaktortheorie Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg	1983
- Oldekop, W:	Einführung in die Kernreaktor- und Kernkraftwerkstechnik - Teil I Verlag Thiemig, München	1975

2. Kernreaktoren für Kraftwerke

2.1 Die Rolle der Kernenergie in der Energiewirtschaft

Calder Hall

Die Inbetriebnahme von "Calder Hall" markiert den Beginn der technischen Nutzung der Kernenergie. Dieses erste Kernkraftwerk, das im Oktober 1956 in England die Stromproduktion aufnahm, demonstrierte, daß eine neue Energiequelle für die Energiewirtschaft erschlossen war. Im ersten vollen Betriebsjahr (1957) erzeugte das Kraftwerk bereits rund 400 Millionen kWh Strom. Rund 25 Jahre später, in den Jahren 1983/84, überstieg die Stromproduktion aus Kernenergie weltweit bereits die Marke von 1000 Mrd. kWh.

Weltweite Nutzung der Kernenergie

Zur Jahreswende 1987/88 waren weltweit 417 Kernkraftwerksblöcke mit insgesamt 298 GWe in 26 Ländern in Betrieb, die rd. 16 % der gesamten Weltproduktion an elektrischer Energie lieferten. Damit hat die Kernenergie ihren festen Platz in der Energiewirtschaft eingenommen. Natürlich ist der Großteil der Kernkraftwerke in den Industrienationen konzentriert und infolgedessen ist dort die nukleare Stromproduktion und der Kernenergieanteil an der Stromproduktion am höchsten. Aber auch in den Schwellenländern, insbesondere in Asien und Lateinamerika, gewinnt die Kernenergie an Bedeutung, wie das die Abb. 6 zeigt.

Während zu Beginn der Entwicklung dieser neuen Technik noch die verschiedensten Reaktortypen auf ihre Eignung für die Kraftwerkstechnik hin untersucht und erprobt wurden, basierte die schnelle Ausbreitung der Kerntechnik dann im wesentlichen auf nur drei Typen:

Anteil der Reaktortypen

den Leichtwasserreaktoren
    310 Anlagen mit 252 GW in Betrieb (rund 74 % der Kernkraftwerke, die 1987 in Betrieb waren)

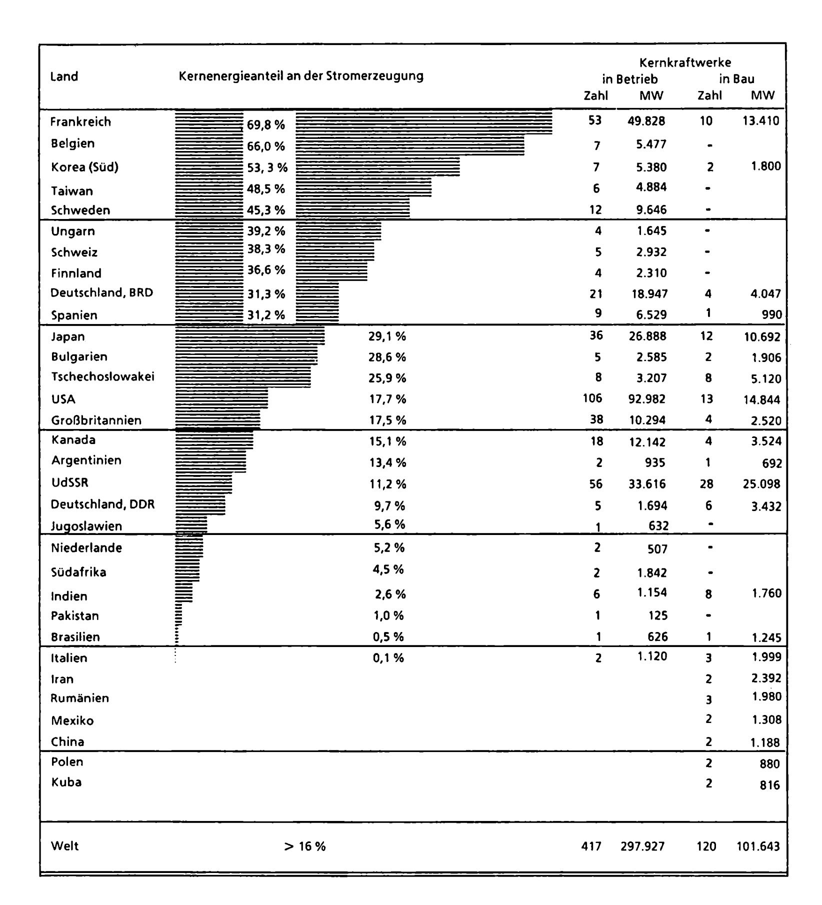
den gasgekühlten Reaktoren
    42 Anlagen mit 12 GW in Betrieb (rund 10 %)

den Schwerwasserreaktoren
    26 Anlagen mit 15 GW in Betrieb (rund 6 %)

Die Kernkraftwerke mit gasgekühlten Graphitreaktoren (GGR) kann man als direkte Weiterentwicklung des ersten Kernreaktors überhaupt, des "Atommeilers" CP-1 (Chicago Pile Nr. 1) von Fermi, ansehen. Der

---

Zur Klarstellung wird bei der Angabe der Leistung von Kraftwerken durch den Index "th" die Wärmeleistung bzw. durch den Index "e" die elektrische Leistung bezeichnet.



Land	Kernenergieanteil an der Stromerzeugung	Kernkraftwerke in Betrieb Zahl	in Betrieb MW	in Bau Zahl	in Bau MW
Frankreich	69,8 %	53	49.828	10	13.410
Belgien	66,0 %	7	5.477	-	
Korea (Süd)	53, 3 %	7	5.380	2	1.800
Taiwan	48,5 %	6	4.884	-	
Schweden	45,3 %	12	9.646	-	
Ungarn	39,2 %	4	1.645	-	
Schweiz	38,3 %	5	2.932	-	
Finnland	36,6 %	4	2.310	-	
Deutschland, BRD	31,3 %	21	18.947	4	4.047
Spanien	31,2 %	9	6.529	1	990
Japan	29,1 %	36	26.888	12	10.692
Bulgarien	28,6 %	5	2.585	2	1.906
Tschechoslowakei	25,9 %	8	3.207	8	5.120
USA	17,7 %	106	92.982	13	14.844
Großbritannien	17,5 %	38	10.294	4	2.520
Kanada	15,1 %	18	12.142	4	3.524
Argentinien	13,4 %	2	935	1	692
UdSSR	11,2 %	56	33.616	28	25.098
Deutschland, DDR	9,7 %	5	1.694	6	3.432
Jugoslawien	5,6 %	1	632	-	
Niederlande	5,2 %	2	507	-	
Südafrika	4,5 %	2	1.842	-	
Indien	2,6 %	6	1.154	8	1.760
Pakistan	1,0 %	1	125	-	
Brasilien	0,5 %	1	626	1	1.245
Italien	0,1 %	2	1.120	3	1.999
Iran				2	2.392
Rumänien				3	1.980
Mexiko				2	1.308
China				2	1.188
Polen				2	880
Kuba				2	816
Welt	> 16 %	417	297.927	120	101.643

Abb. 6: Die weltweite Nutzung der Kernenergie (Stand Ende 1987 nach Angaben der IAEA)

Magnox-Reaktoren

GGR ist durch einen großen Graphitkern gekennzeichnet, der als Neutronenmoderator dient. Im Graphitkern stehen in senkrechten Kühlkanälen die Brennelemente, die vom Kühlgas Kohlendioxid umströmt und gekühlt werden. Die Brennelemente bestehen aus metallischem Natururan, das von einer Magnesiumlegierung umhüllt ist. Der Werkstoff der Hüllrohre (magnesium non-oxidizing = Magnox) wurde zur Kurzbezeichnung für den ganzen Reaktortyp. Die Entwicklung des Gas-Graphit-Reaktors wurde besonders in England und Frankreich vorangetrieben. In England wurde nach dem Bau der Versuchskraftwerke Calder Hall und Chapelcross in den sechziger Jahren ein erstes Kernenergieprogramm verwirklicht. Im Zuge dieses Programms wurden neun Magnox-Kernkraftwerke errichtet, wobei von Mal zu Mal der thermische Wirkungsgrad und die wirtschaftlichen Kenndaten der Anlagen verbessert

wurden. Dennoch konnte sich dieser frühe Reaktortyp auf die Dauer nicht durchsetzen. In England ging 1971 der letzte Magnox-Reaktor (Wylfa, 1352 MW) in Betrieb. Frankreich stellte 1969 die weitere Entwicklung der GGR-Linie ein.

AGR-Reaktoren

In England wurde noch ein verbesserter GGR-Typ entwickelt, der sogenannte "Advanced Gas-Cooled Reactor" (AGR). Nach Fertigstellung der AGR-Kraftwerke Heysham-2 und Torness Point wird auch in England die Technik der Gas-Graphit-Reaktoren nicht weiter zum Einsatz gelangen. Weltweit sind 42 Anlagen der GGR-Technik mit zusammen 12 GW in Betrieb, weitere 4 Anlagen (2,5 GW) sind noch im Bau (Stand Ende 1987). Damit haben die Magnox- und AGR-Reaktoren ihren Beitrag zur Einführung der Kernenergie in die Energiewirtschaft geleistet, heute aber bilden die Leichtwasserreaktoren (LWR) das Rückgrat der nuklearen Energieerzeugung. Von den 417 Kernkraftwerken der Welt mit zusammen rd. 298 GW, die Ende 1987 in Betrieb standen, sind etwa drei Viertel vom LWR-Typ.

2.2 Kernkraftwerke in Deutschland

VAK Kahl

In der Bundesrepublik Deutschland begann die technische Nutzung der Kernenergie am 17. April 1961, als das "Versuchsatomkraftwerk" Kahl (VAK), ca. 30 km östlich von Frankfurt, zum ersten Mal elektrische Energie lieferte.

Versuchs-kernkraft-werke

Der Bau und Betrieb dieses und anderer Versuchskraftwerke hatte zum Ziel, Erfahrungen im praktischen Betrieb mit den verschiedenen Reaktorlinien zu sammeln, um so Klarheit über Vor- und Nachteile dieser neuen Energiequelle für ihren großtechnischen Einsatz in der Bundesrepublik Deutschland zu gewinnen. So wurde im Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR Karlsruhe) der Schwerwasserreaktor vom Druckkesseltyp erprobt; die Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) untersuchte die Eigenschaften eines Kugelhaufenreaktors an ihrer Anlage in Jülich. Um die Möglichkeiten der nuklearen Dampfüberhitzung zu untersuchen, wurde der Heißdampfreaktor (HDR) in Großwelzheim gebaut. In der Anlage Niederaichbach (KKN) sollte die Kombination von Neutronenmoderation durch Schwerwasser und Wärmeabfuhr durch Gaskühlung untersucht werden. In der kompakten natriumgekühlten Anlage Karlsruhe (KNK) schließlich wird seit 1978 das technische Verhalten eines schnellen Reaktors bei Kühlung mit flüssigem Natriummetall erprobt.

Für die großtechnische Einführung der Kernenergie in Deutschland kam dem Versuchskraftwerk Kahl (VAK) besondere Bedeutung zu. Dieses Kraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 16 MW war das erste Kernkraftwerk, das in Deutschland den Betrieb aufnahm. Ausgerüstet mit einem Siedewasserreaktor amerikanischer Fertigung zeigte es schon früh sehr eindrucksvoll die Möglichkeiten der neuen Kerntechnik bei der

Verwendung von Leichtwasserreaktoren. Innerhalb seines rund 25jährigen Betriebes bis zur endgültigen Stillegung am 25.11.1985 erzeugte es über 2 Mrd. kWh elektrischer Energie. Daneben wurden im Siedewasserreaktor des VAK neue Brennelemente erprobt, Werkstoffe bestrahlt, ein Versuchskreislauf betrieben u.s.w.

Diese frühen Versuchskraftwerke haben inzwischen ihre Aufgaben erfüllt. Bis auf zwei Ausnahmen sind sie deswegen bereits wieder stillgelegt worden. Die beiden Ausnahmen sind die AVR- und die KNK-Anlage in den Kernforschungszentren Jülich und Karlsruhe. Ihr weiterer Betrieb dient der Untersuchung der Technik fortgeschrittener Reaktoren, der Hochtemperatur- und der Brutreaktoren. Bei der Behandlung dieser Reaktorlinien wird auch auf die dazugehörigen Versuchs- und Demonstrationskraftwerke (THTR 300 und SNR 300) näher eingegangen.

Demonstrationskernkraftwerke

Der Bau und Betrieb von Versuchskraftwerken mit Leistungswerten von 15 bis 50 MW ist aber nur der erste Schritt. Folgerichtig mußte nun mit dem Bau von Demonstrationskraftwerken, Anlagen mit einer Leistung von rd. 300 MW, der nächste Schritt getan werden. Es hatte sich gezeigt, daß der Leichtwasserreaktor (LWR) für die Bundesrepublik Deutschland die besten Voraussetzungen bot. So ging man an den Bau von drei Demonstrationskraftwerken:

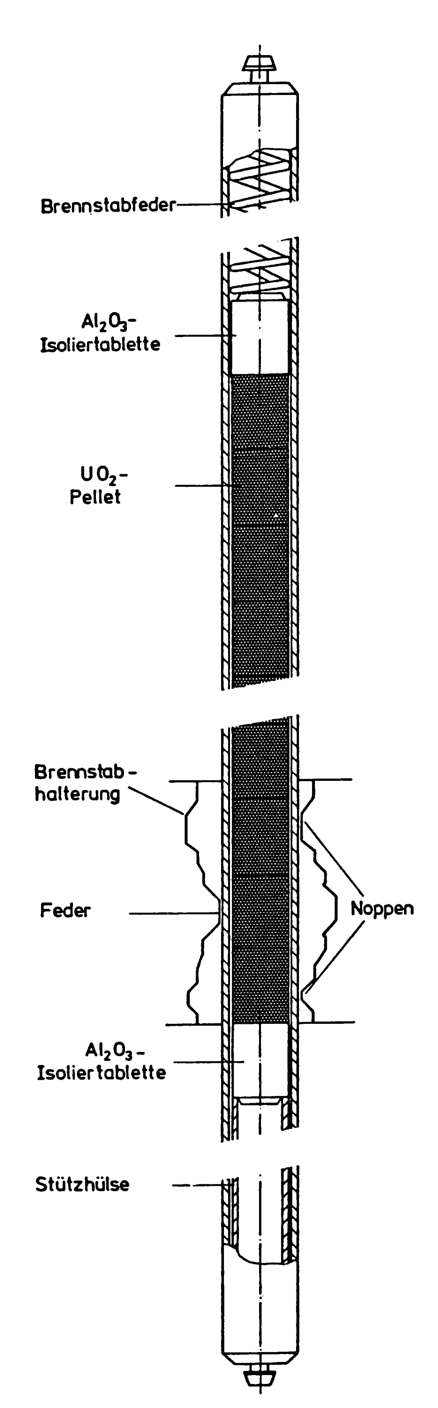
Das Kraftwerk Gundremmingen (KRB, 252 MW) ging 1966 als erstes in Betrieb und markiert den Start der großtechnischen Nutzung der Siedewasserreaktoren in Deutschland.

In einer 240-MW-Anlage in Lingen, ebenfalls mit einem Siedewasserreaktor, wurde die Kombination nuklearer Dampferzeugung und fossilgefeuerter Dampfüberhitzung erprobt.

Das Kernkraftwerk Obrigheim (KWO, jetzt 357 MW), das 1968 den Betrieb aufnahm, markiert den Beginn der Linie der Druckwasserreaktoren in Deutschland.

Zwei dieser Demonstrationskraftwerke sind mittlerweile stillgelegt worden; allein das Kernkraftwerk Obrigheim liefert - nach dem vollständigen Austausch der Dampferzeuger - weiterhin Strom ans Netz. Wurde der Bau der Demonstrationskernkraftwerke noch im Rahmen von Atomprogrammen gefördert, so dauerte es nur noch wenige Jahre bis zur Marktreife der Kernenergietechnik. Bereits 1964 zeigte sich in den USA bei der Bestellung des Kernkraftwerks Oyster Creek die Konkurrenzfähigkeit der neuen Kerntechnik gegenüber der konventionellen Technik auf Öl- oder Kohlebasis. In der Bundesrepublik Deutschland fand 1968 der Wettbewerb um das erste kommerzielle Kernkraftwerk statt: Die Aufträge für die Kernkraftwerke Stade (DWR-Typ, 670 MWe) und Würgassen (SWR-Typ, 670 MWe) markieren das endgültige Erreichen der Marktreife der LWR-Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland.

Marktreife



2.2.1 Druckwasserreaktor

Die Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor (DWR-Typ) heutiger deutscher Technik mit einer Leistung von 1300 MWe werden durch die "Konvoi"-Anlagen Isar-2, Neckarwestheim 2 und Emsland des Herstellers Kraftwerk Union Aktiengesellschaft (KWU jetzt Siemens AG/ Unternehmensbereich KWU) einerseits und die Anlage Mülheim-Kärlich des Herstellers Brown Boveri Reaktor GmbH (BBR) andererseits charakterisiert.

Eine möglichst weitgehende Standardisierung wurde vorangetrieben, um Begutachtungs- und Genehmigungsprozeduren zu vereinfachen, um die Zahl der Teilerrichtungsgenehmigungen zu reduzieren und vor allem um die Bauzeiten wieder zu verkürzen und Kosten einsparen zu können. Dies führte letztlich zum "Konvoi"-Konzept: der Bau mehrerer möglichst zeichnungsgleicher Kraftwerksprojekte in sinnvoller, zeitlich enger Reihenfolge. Das Konvoi-Kernkraftwerk der KWU mit Druckwasserreaktor besitzt eine elektrische Bruttoleistung von 1314 MW. Die Energie wird als Wärme von 3765 MW im Reaktorkern freigesetzt.

Konvoi-Konzept

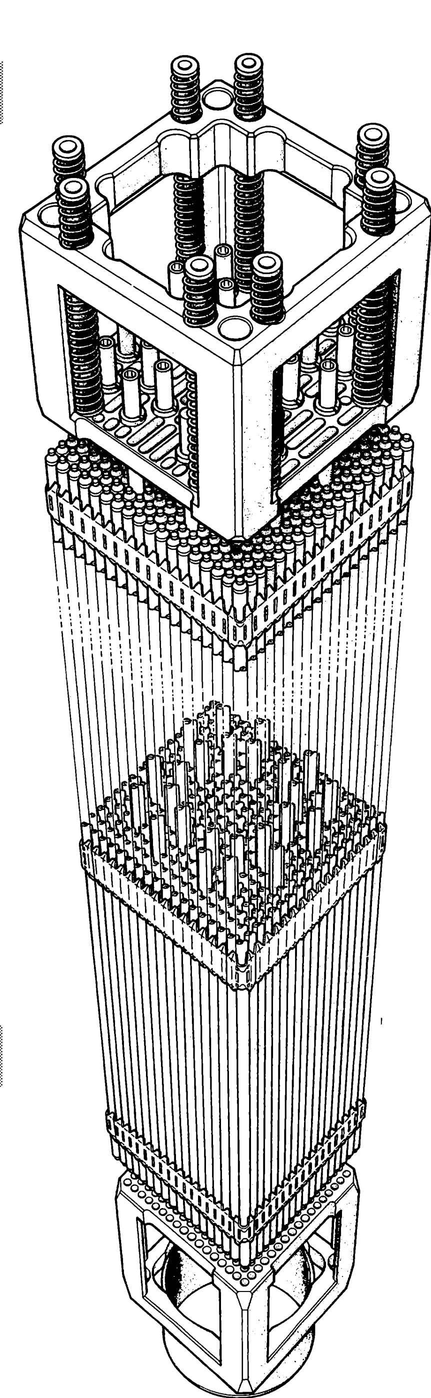
Reaktorkern

Der Reaktorkern ist aus 193 Brennelementen aufgebaut. Die Brennelemente besitzen quadra-

Abb. 7: Schema eines Brennstabes

Brennelemente

Abbrennbare Gifte



tischen Querschnitt. Jedes Brennelement enthält 300 Brennstäbe (18 x 18 Stabpositionen abzüglich 24 Positionen für Steuerstabführungsrohre). Die Erstbeladung des Reaktorkerns enthält 103 t Uran in drei Anreicherungsstufen: 56 Brennelemente mit 3,2 % U 235 bilden die äußere Brennelementzone; die innere Zone ist aus 69 Brennelementen mit einer Anreicherung von 1,9 % und 68 Elementen mit 2,5 % U 235 gemischt aufgebaut. Der Kernbrennstoff Uran ist in Form von gesinterten UO_2-Tabletten in den Brennstäben enthalten. Durch die Abstufung der Anreicherung bei der Erstbeladung wird erreicht, daß die Leistungsdichte in radialer Richtung im Reaktorkern möglichst konstant bleibt, so daß jedes Brennelement etwa gleich viel zur gesamten Reaktorleistung beiträgt. In axialer Richtung wäre die örtliche Verteilung der Leistungsdichte etwa cosinusförmig. Durch den Einsatz abbrennbarer Absorber im Erstkern kann die Leistungsverteilung auch in axialer Richtung abgeflacht werden. Dazu wird in einigen Brennstäben neutronenabsorbierendes Gadoliniumoxid dem Brennstoff zugemischt. In den ersten Betriebsmonaten des Erstkerns absorbiert das Gadolinium Neutronen bevorzugt im Gebiet hoher Neutronenflüsse, senkt dadurch dort

Abb. 8: Schema eines Brennelements (Typ 18 x 18 - 24) für einen Druckwasserreaktor

die Kernspaltungsrate ab und erzielt so die gewünschte Abflachung der Leistungsverteilung. Durch die Neutronenabsorption wandelt sich das Gadolinium Gd 157 in wenig absorbierendes Gd 158 um ("brennt ab"), so daß für den weiteren Abbrand keine störende Wirkung verbleibt. Die aktive Höhe (Höhe der Urantablettensäule in den Brennstäben) des Reaktorkerns beträgt 3,9 m, sein äquivalenter Durchmesser 3,6 m. Die Gesamtlänge der Brennelemente beträgt 4,827 m. Der einzelne Brennstab besteht aus einem Rohr (Außendurchmesser 9,5 mm, Wandstärke 0,64 mm) aus der Zirkonlegierung Zircaloy 4, das die Brennstofftabletten (Durchmesser 8,05 mm) aus keramischem Uranoxid gas- und druckdicht umschließt. Die Brennstäbe werden durch neun Abstandshalter federnd auf ihren Positionen gehalten. Die Festigkeit des Brennelements wird durch die Tragstruktur (das sogenannte "Skelett") gewährleistet. Die Abstandshalter sind mit den Steuerstabführungsrohren verschweißt und mit den Kopf- und Fußstücken fest verschraubt. Die einzelnen Brennstäbe, die durch Klemmwirkung in der Tragstruktur gehalten werden, können sich unabhängig vom Skelett ausdehnen und sind dadurch in ihrer axialen Temperaturausdehnung nicht behindert.

Skelett

Die Steuerung des Ablaufs der Kettenreaktion erfolgt durch Borzugabe zum Kühlwasser (s.u.) und durch Steuerstäbe, die mehr oder weniger tief in den aktiven Teil des Reaktorkerns eingefahren werden. Jedes Brennelement enthält deswegen 24 Führungsrohre, in denen diese Steuerstäbe verfahren werden können. Jedoch nur 61 Brennelemente (aus der Gesamtheit der 193 Brennelemente) sind beim Betrieb des Reaktors mit Steuerelementen ausgerüstet. Die 24 Steuerstäbe sind oberhalb des Brennelements durch eine "Spinne" fest miteinander verbunden und können deswegen durch einen Antrieb zusammen betrieben werden. Das Neutronenabsorbermaterial besteht aus einer Silber-Indium-Kadmium-Legierung (80:15:5 %), die praktisch alle auftreffenden Neutronen vollständig absorbiert. Mit diesen 61 Steuerelementen kann der Neutronenfluß sehr schnell und örtlich unterschiedlich beeinflußt werden, um kurzzeitige Reaktivitätsänderungen herbeizuführen oder auszugleichen. Mit ihnen kann auch der ganze Reaktor schnell und sicher abgeschaltet werden. Stoßdämpfer im unteren Teil der Steuerstabführungsrohre dämpfen einen Stoß auf das Brennelement, wenn die Steuerelemente bei einer Reaktorschnellabschaltung in 2 bis 3 Sekunden in den Kern einfallen.

Borzusatz

Zur langsamen Regelung der Kettenreaktion, etwa um den Verbrauch von Spaltstoff im Laufe der Betriebszeit, also sogenannte Abbrandeffekte, auszugleichen, wird dem Kühl- bzw. Moderatorwasser Borsäure zugesetzt, was eine homogene, überall gleichmäßige Erhöhung der Neutronenabsorption zur Folge hat.

Neutronenquellen

Zur Überwachung der Reaktivität des unterkritischen Reaktors, zum sicheren Anfahren bei der Inbetriebnahme und in der ersten Betriebszeit muß immer ein ausreichend hoher Neutronenfluß vorhanden sein. Dafür

Tabelle 1:

Daten eines 1300-MW_e-Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor (Beipiel Konvoi-Anlage GKN II)

Leistungswerte		
Thermische Leistung an den Dampferzeugern	MWth	3782
Elektrische Bruttoleistung	MW_e	1300
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente		193
Brennelementgeometrie		16x16/18x18
Anzahl der Brennstäbe pro BE		236/300
Brennstabdurchmesser	mm	10,75/9,5
Aktive Kernhöhe	mm	3900
Gesamtes Urangewicht	Mg	103
Mittlere Urananreicherung		
im Erstkern	Gew.-% U^{235}	1,9;2,5;3,2
in den Nachladungen	Gew.-% U^{235}	3 - 4
Wärmeübertragung		
Primärkreislauf		
Anzahl der Stränge		4
Betriebsdruck	MPa	15,8
Massenstrom	Kg/s	18800
Kühlmitteltemperatur	°C	
am Reaktoreingang		291
am Reaktorausgang		326
Sekundärkreislauf		
Frischdampfstrom	kg/s	2050
Dampfdruck	MPa	6,5
Dampftemperatur	°C	280

sind in zwei Brennelementen Primärneutronenquellen aus Californium Cf 252 eingesetzt. Nach einigen Monaten Betriebszeit übernehmen Sekundärneutronenquellen aus Antimon-Beryllium diese Funktion, die im Neutronenfluß des Reaktorkerns aktiviert worden sind.

Druckbehälter

Der Reaktordruckbehälter umschließt alle Bauteile des Reaktorkerns. Er ist aus einem geeigneten Feinkornstahl gefertigt, der sich gut schweißen läßt und hohe Zähigkeit, aber geringe Versprödung unter Neutronen-

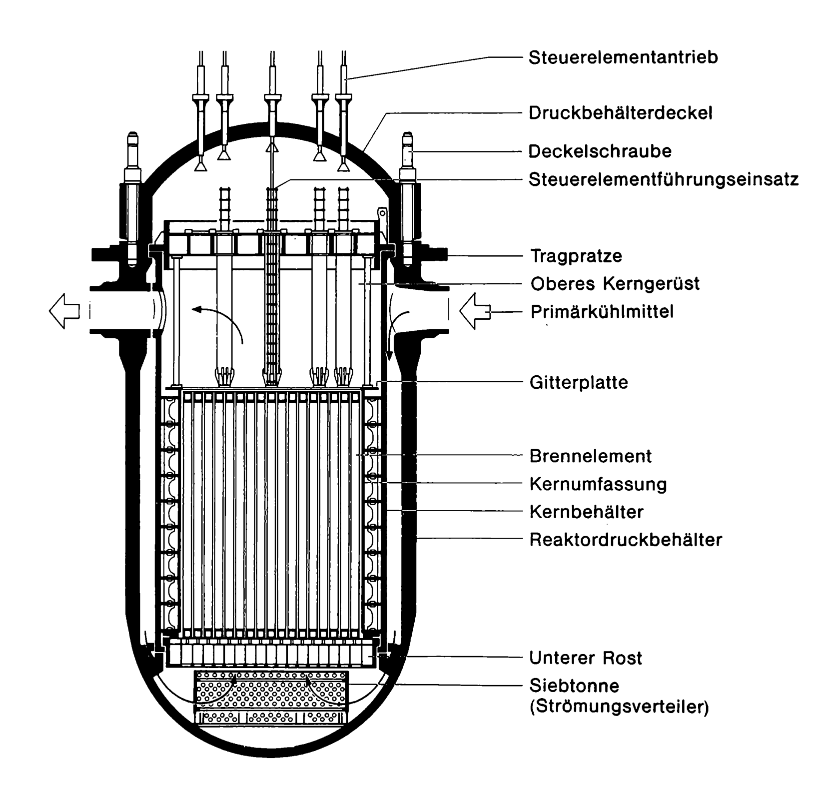


Abb. 9: Reaktordruckbehälter eines Druckwasserreaktors mit Einbauten. Der Druckbehälter eines 1300-MW_e-Kernkraftwerks besitzt eine Höhe von 12,00 m, einen Durchmesser von 5,75 m und wiegt einschließlich der Einbauten und Brennelemente rd. 876 t.

bestrahlung zeigt. Auf der Innenseite ist er wie alle druckführenden Komponenten des primären Kühlkreislaufs mit austenitischer Plattierung zum Schutz gegen Korrosion versehen. Für eine 1300-MWe-Anlage ist der Druckbehälter etwa 12 m hoch, hat einen Innendurchmesser von ca. 5 m und ein Leergewicht von ca. 500 t. Seine Wandstärke beträgt im zylindrischen Teil ca. 250 mm. Er ist auf einen Druck von 17,5 MPa (175 bar) und eine Temperatur von rund 350 °C ausgelegt. Im Druckbehälter ist das Kerngerüst untergebracht, das die Brennelemen-

te trägt und fixiert sowie den Kühlmittelstrom geeignet leitet und verteilt.

Primärkreislauf

Um die Wärme vom Reaktor zu den Dampferzeugern zu transportieren, sind vier Hauptkühlkreise an den Reaktordruckbehälter angeschlossen; jeder dieser Kühlkreise ist mit je einer Hauptkühlmittelpumpe und einem

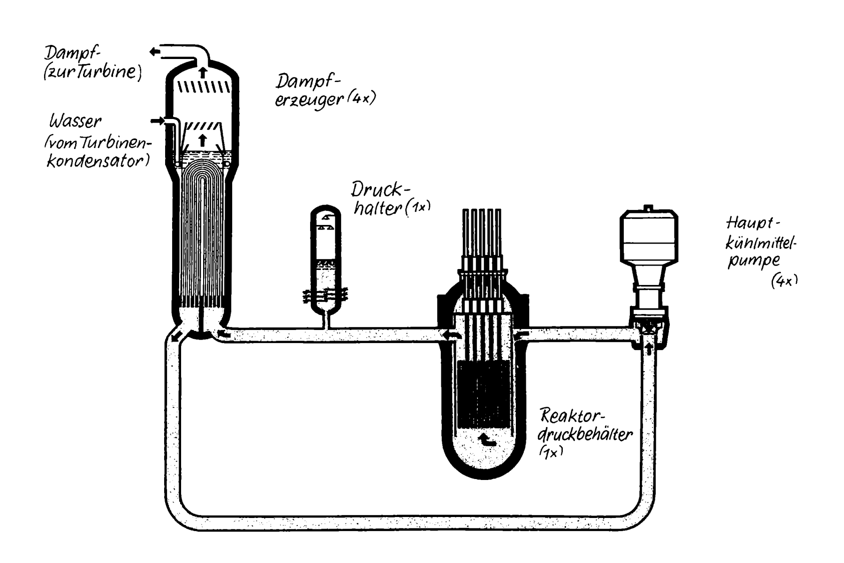


Abb. 10: Der Primärkreislauf des Druckwasserreaktors. Ein 1300-MW_e-Kernkraftwerk besitzt vier Primärkreisläufe.

Wärmetauscher (Dampferzeuger vom U-Rohr-Bündeltyp) ausgestattet. Außer diesen vier Hauptkühlkreisläufen gehören zum primären Kühlsystem der Druckhalter zum Einstellen bzw. Konstanthalten des Betriebsdrucks von 15,8 MPa (158 bar) und ein Abblasebehälter.

Druckhalter

Der Druckhalter ist ein Behälter, der zum Teil mit Wasser gefüllt ist, das durch eine elektrische Heizung verdampft werden kann. Dadurch kann der Druck im Druckhalter und somit im ganzen damit verbundenen Primärkühlkreis angehoben werden. Durch Einsprühen von kaltem Wasser in den Dampfbereich des Druckhalters wird Dampf kondensiert; damit sinkt der Druck im Kühlkreislauf. Jeder gewünschte Druck kann so eingestellt werden.

Der Abblasebehälter dient dazu, Dampf zu kondensieren, der beim Öffnen von Abblase- und Sicherheitsventilen aus dem Druckhalter ausströmt bzw. beim Öffnen von Sicherheitsventilen aus dem Volumenregelsystem austritt.

Kühlmittelumlauf

Die Hauptkühlmittelpumpen (stehend angeordnete einstufige Kreiselpumpen) leiten das Kühlmittel (Wasser von 291,3 °C) dem Reaktordruckbehälter zu. Das Wasser tritt durch vier Stutzen in den Druckbehälter ein, wird in einem Ringspalt nach unten geleitet, dort umgelenkt und verteilt, um dann von unten nach oben den Reaktorkern zu durchströmen. Beim Umströmen der heißen Brennstäbe erhöht sich die Wassertemperatur; der hohe Betriebsdruck verhindert das Sieden. Das Wasser tritt dann mit 326,1 °C aus dem Reaktordruckbehälter aus und wird den Primärseiten der Dampferzeuger zugeleitet. Hier strömt das Wasser durch die Heizrohre des Dampferzeugers, ein Paket von rund 4000 U-förmigen Rohren aus korrosionsbeständigem Incaloy 800, wobei es seine Wärme an das Speisewasser des sekundären Kühlkreislaufs abgibt, das dadurch an der Außenseite dieser U-Rohre verdampft. Das abgekühlte Wasser des Primärkreislaufs strömt wieder zur Hauptkühlmittelpumpe, die es wiederum dem Reaktorkern zuleitet. In den vier primären Kühlkreisen werden insgesamt 18 800 kg/s durchgesetzt.

Dampferzeuger

Sekundärkreislauf

Der Sekundärkreislauf ist durch die Dampferzeugerröhren vom Primärkreislauf völlig getrennt. Der in den Dampferzeugern produzierte Sattdampf sammelt sich im oberen erweiterten Ende des Dampferzeugers, durchströmt Grob- und Feinabscheider zur Reduzierung der Restfeuchte des Dampfs und wird mit einem Druck von 6,23 MPa (62,3 bar) und einer Temperatur von 280 °C dem Hochdruckteil der Dampfturbine zugeleitet. Nachdem der Dampf den Hochdruckteil der Turbine passiert hat, wird er im Wasserabscheider getrocknet und im Zwischenüberhitzer erneut erhitzt und erreicht dann den Niederdruckteil der Turbine, in dem er seine restliche Energie abgibt. Anschließend gelangt er in die direkt unter der Turbine angeordneten Kondensatoren. An einigen Tausend von Kühlwasser aus dem Kühlturm oder dem Fluß durchströmten Titanrohren (Durchmesser rund 2 cm) kondensiert hier der Dampf zu Wasser. Dieses Kondensat wird durch Kondensatpumpen den Vorwärmern zugeführt und gelangt dann in den Speisewasserbehälter. Der Speisewasserbehälter wirkt als Puffer, der Schwankungen im sekundären Kühlkreislauf auffangen kann. Von dort fördern Speisewasserpumpen das Wasser unter hohem Druck durch einen Hochdruckvorwärmer in die Dampferzeuger. Damit schließt sich der sekundäre Kühlmittelkreislauf.

Turbine

Kondensator

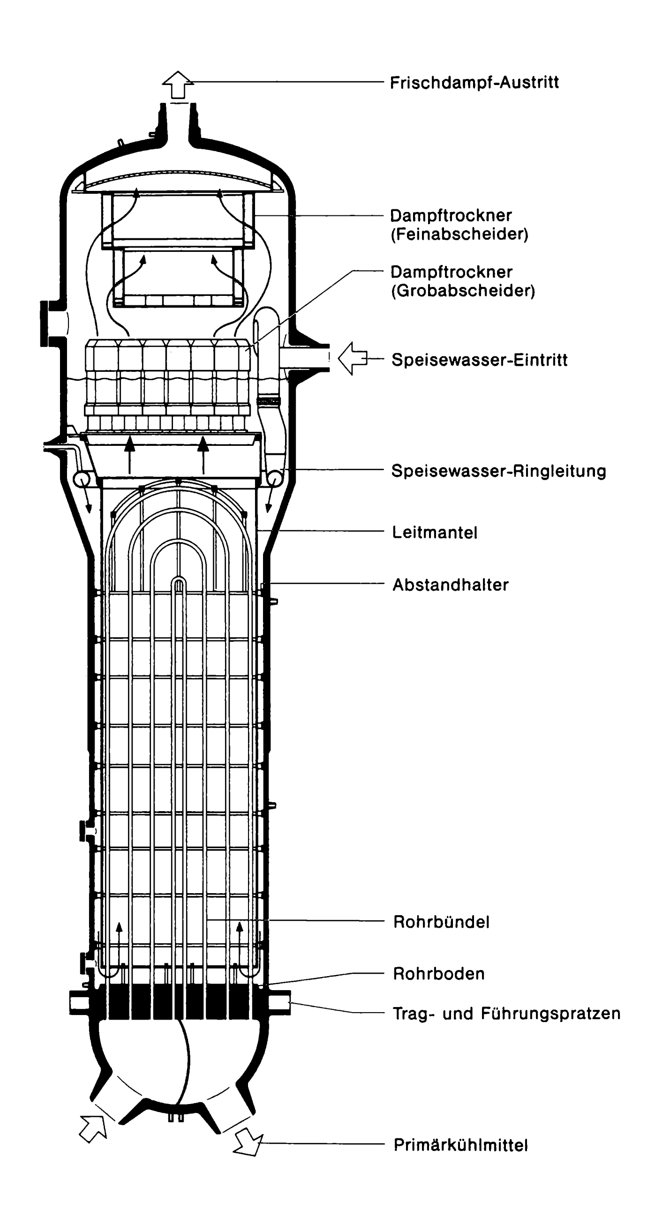


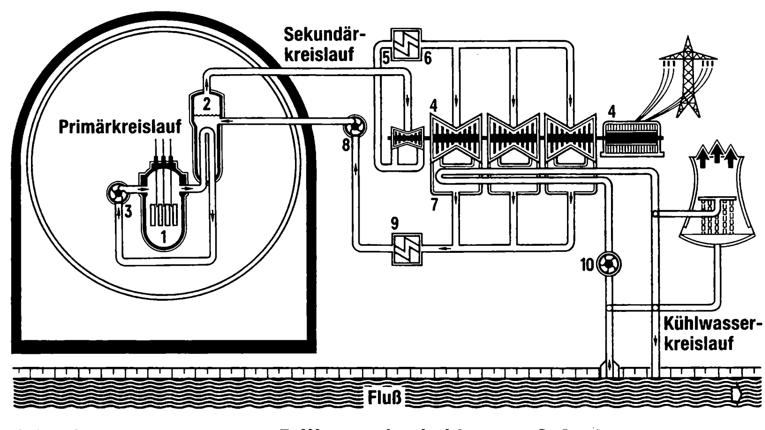
Abb. 11: Dampferzeuger vom U-Rohrtyp. Die vier Dampferzeuger eines 1300-MWe-Kernkraftwerks besitzen eine Höhe von 21,30 m, einen Durchmesser von 4,80 m und wiegen je 440 t.

Sicherheitsbarrieren

Sämtliche Komponenten des primären Kühlkreislaufs sowie die Lager für frische und abgebrannte Brennelemente werden von zwei Sicherheitsbarrieren umschlossen. Ein kugelförmiger Stahlbehälter soll bei einem Störfall das Austreten radioaktiver Stoffe verhindern. Gegen Störfallkräfte von innen, die z.B. beim Bruch von Rohrleitungen auftreten könnten, ist dieser Stahlbehälter durch einen Trümmerschutzzylinder geschützt. Gegen Kräfte von außen (z.B. Aufprall eines Flugzeugs) schützt ihn eine äußere Betonschale, die die zweite Sicherheitsbarriere darstellt.

Hilfsanlagen

Neben den Anlagen und Komponenten, die zum Betrieb des Kernkraftwerks notwendig sind, gibt es nukleartechnische Hilfsanlagen, die den störungsfreien Reaktorbetrieb sichern helfen, sowie die ganze Leittechnik zu Steuerung des Kraftwerks und die Sicherheitssysteme. Letztere



1 Reaktor
2 Dampferzeuger
3 Hauptkühlmittelpumpe
4 Turbine/Generator
5 Wasserabscheider
6 Zwischenüberhitzer
7 Kondensator
8 Speisewasserpumpe
9 Vorwärmer
10 Kühlwasserpumpe

Abb. 12: Stark vereinfachtes Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor.

sollen einen Störfall verhindern, oder falls dennoch ein Störfall eintritt, diesen beherrschbar machen durch aktive Gegenmaßnahmen oder durch passiv wirkende Einrichtungen (Barrieren).

Ein Teil der Hilfsanlagen ist unmittelbar für den Betrieb des Reaktors erforderlich: Dies sind die Systeme

- zum Handhaben des Kühlmittels (Einspeisen und Entleeren)
- zum Reinigen und Entgasen des Kühlmittels
- zum Einstellen des gewünschten Borgehalts des Kühlmittels
- zur chemischen Aufbereitung des Kühlmittels (Verhinderung von Korrosion)

Andere Hilfsanlagen beseitigen radioaktive Stoffe aus dem Kühlwasser (Ionentauscher, Mischbettfilter), entfernen im Kühlmittel enthaltene Gase (Xenon, Krypton, Wasserstoff, Sauerstoff) bzw. halten radioaktive Edelgase (Xenon, Krypton) in Verzögerungsstrecken zurück. Die Rückhaltung radioaktiver Verunreinigungen von Abluft und Abwässern ist ebenfalls hier einzuordnen.

Leittechnik

Die Leittechnik dient dem sicheren und wirtschaftlichen Betrieb der ganzen Anlage. Sie umfaßt eine Vielzahl von Meßsystemen, die alle wesentlichen Betriebsgrößen des Reaktors und der Kreisläufe erfassen. Die Betriebsgrößen werden in der Warte angezeigt und dokumentiert. Bei Abweichungen vom Normalzustand veranlassen Überwachungssysteme der Leittechnik Gegenmaßnahmen zur Verhinderung von Störfällen. Falls dennoch ein Störfall auftritt, werden durch das Reaktorschutzsystem Maßnahmen zur Beherrschung der Störung getroffen. Zur Erfassung von Meßwerten, die sicherheitstechnisch besonders wichtig sind (z.B. Kühlmitteldruck, -temperatur, -füllstand usw.), sind die Meßsysteme der Leittechnik sogar mehrfach ausgebildet. Wenn erforderlich und sinnvoll, werden die Werte auch verschiedenartig (diversitär) gemessen und erfaßt, um eventuelle Fehler gemeinsamer Ursache auszuschließen.

Messung von Kernstrahlung

Eine zentrale Aufgabe der Leittechnik ist die Messung des Neutronenflusses im Reaktor, da die Leistung und Leistungsverteilung direkt mit dem Neutronenfluß verknüpft ist. Meßkammern, die außerhalb des Reaktorkerns in besonderen Kanälen in der Betonabschirmung untergebracht sind und die deswegen nicht dem Druck und der Temperatur des Reaktorkerns ausgesetzt sind und infolgedessen auch während des Betriebs ausgewechselt werden können, geben einen ersten groben Meßwert des Neutronenflusses. Insbesondere würde ein unzulässiges Ansteigen des Flusses von ihnen gemeldet werden, was sofort eine Reaktorschnellabschaltung auslöst.

Innerhalb des Reaktorkerns werden, verteilt an vielen Stellen, (n, β)-Detektoren eingesetzt. Diese kleinen und robusten Detektoren benötigen keine besondere Hochspannungsversorgung. Sie werden insbesondere zur kontinuierlichen Überwachung lokaler Leistungsspitzen eingesetzt. Zur genauen Messung der örtlichen Neutronenflußverteilung dient ein Kugelmeßsystem. Eine Vielzahl kleiner vanadiumhaltiger Kugeln wird pneumatisch in einen Meßkanal eines Brennelements gedrückt. Im Neutronenfluß des Reaktors werden die Kügelchen aktiviert, danach werden sie wieder pneumatisch auf eine Meßeinrichtung außerhalb des Reaktorkerns befördert. Dort wird durch Ausmessen ihrer Aktivierung ein genaues Bild der Neutronenflußverteilung im Reaktor ermittelt, was zur Bestimmung der Abbrandverteilung im Kern wichtig ist. Diese genaue, aber diskontinuierliche Messung wird an ca. 30 Brennelementen im Reaktorkern durchgeführt. Die Erfassung und Verarbeitung von neutronenphysikalischen Daten, hier nur kurz skizziert, und von konventionellen Meßwerten ist aber nur eine Aufgabe der Leittechnik, eine andere ist die Steuerung und Regelung des gesamten Kraftwerks, insbesondere die Regelung der Leistung.

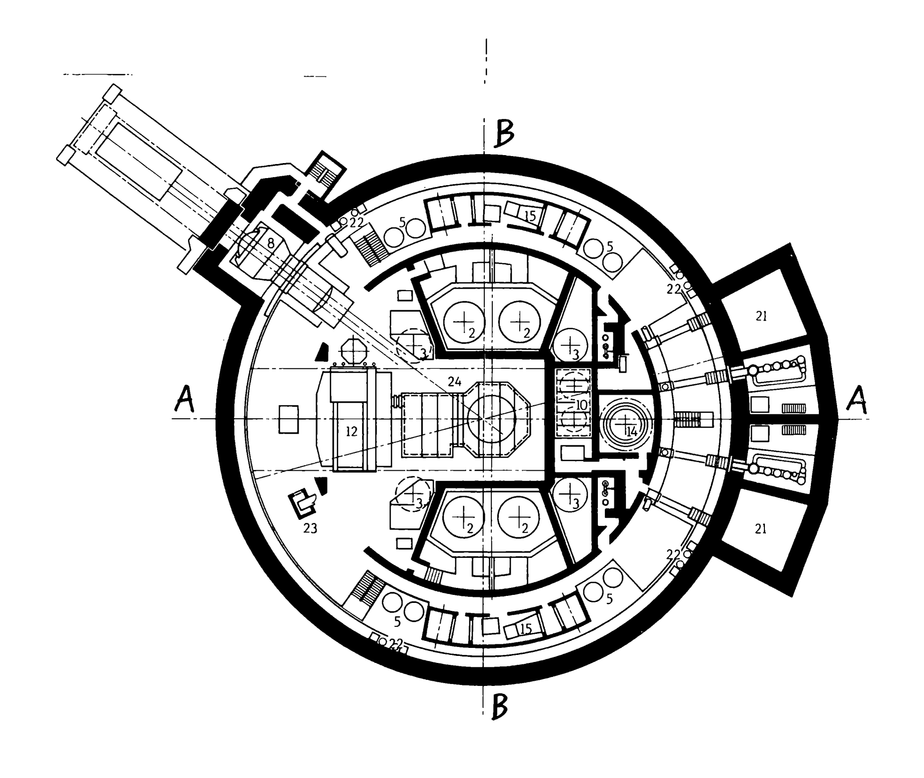
"Self-powered" Detektoren

Ein großer negativer Temperaturkoeffizient der Reaktivität (d.h. ein Absinken der Reaktivität bei einem Temperaturanstieg), den die Druckwasserreaktoren bei geeigneter Auslegung aufweisen, bewirkt hier eine ausgeprägte Selbstregelung. Ohne besondere Eingriffe und bei konstanter Leistungsnachfrage am Dampferzeuger führt eine Leistungserhöhung im Reaktorkern zu einer Temperaturerhöhung im Kernbrennstoff und im Kühlmittel. Über den negativen Reaktivitätskoeffizienten bewirkt die Temperaturerhöhung ein Abnehmen des Multiplikationsfaktors k und damit der Reaktivität ρ, was unmittelbar zur Begrenzung der Leistungserhöhung führt. Analog wird eine Leistungsabsenkung selbstregelnd begrenzt.

Selbstregelungstendenz

Bei höherer Leistungsnachfrage am Generator wird den Dampferzeugern mehr Dampf entnommen. Dadurch sinkt die Temperatur des Wassers, das vom Dampferzeuger zum Reaktor zurückgepumpt wird. Sinkende mittlere Kühlmitteltemperatur führt aber über den negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität zur Leistungserhöhung im Reaktor, bis ein Ausgleich wieder erreicht ist. Analog würde sich das System bei nachlassender Leistungsnachfrage ebenfalls stabilisieren. Um aber Temperaturen und Dampfdrücke nicht zu stark variieren zu lassen, wird bei Änderungen der Leistungsnachfrage dieses Selbstregelverhalten des Systems durch entsprechende Fahrweise der Regelstäbe unterstützt. Im Bereich von 50 % bis 100 % Nennlast wird ein konstanter Wert der mittleren Kühlmitteltemperatur eingehalten, was dann relativ schnelle Laständerung ohne Beanspruchung des Reaktors in diesem Bereich zuläßt (bis zu 10 % pro Minute). Erst im Bereich unter 50 % Nennlast wird die Kühlmitteltemperatur abgesenkt. Weil Leistung, mittlere Kühlmitteltemperatur und Sattdampfdruck miteinander verkop-

Teillastprogramm



B
A
A
B
2
2
2
2
3
3
3
3
5
5
5
5
8
10
12
14
15
15
21
21
22
22
22
22
23
24

1	Reaktor	15	Umluftanlage
2	Dampferzeuger	16	Ringbühne
3	Hauptkühlmittelpumpen	17	Nukleares Nachkühlsystem und Beckenkühlsystem
4	Druckhalter	18	Rohrleitungskanal
5	Druckspeicher	19	Anlagen- und Gebäudeentwässerung
6	Flutbecken	20	Frischdampf-Armaturen
7	Rundlaufkran	21	Frischdampf- und Speisewasser-Armaturenkammer
8	Materialschleuse	22	Ausgleichsbehälter nukleares Zwischenkühlsystem
9	Nachwärmekühler	23	Aufzug
10	Armaturenkammer	24	Beckenflur
11	Brennelement-Lager		
12	Lademaschine		
13	Brennelement-Lager		
14	Reaktordeckel-Abstellplatz		

Abb. 13: Schnittzeichnungen eines Reaktorgebäudes einer Konvoianlage.

pelt sind, steigt bei sinkender Leistung und konstanter Kühlmitteltemperatur der Sattdampfdruck an. Um den Druck im Wasser-Dampf-Kreislauf auf wirtschaftliche Werte zu begrenzen, wird im Teillastbereich unter 50 % Nennlast, in dem ohnehin keine schnellen Laständerungen gefordert sind, der Frischdampfdruck konstant gehalten, infolgedessen muß dann aber die Kühlmitteltemperatur im Reaktor abgesenkt werden. Kurzzeitige Änderungen der Kraftwerksleistung können mit der Leittechnik durchgeführt werden.

Langzeitregelung durch Borzusatz

Der Spaltstoffverbrauch beim Betrieb des Reaktors macht darüber hinaus eine zeitlich langsam veränderliche Regelung der Reaktivität erforderlich. Der Ausgleich von Reaktivitätsveränderungen durch den Verbrauch von Spaltstoff (und ebenfalls die Kompensation hoher Reaktivitätswerte im frischen Kern ohne stationäre Xenonvergiftung) wird durch den Zusatz von Borsäure zum Kühlmittel vorgenommen. Geringe Mengen des starken Neutronenabsorbers Bor können große Reaktivitätsveränderungen bewirken. Da im Primärkreislauf keine Phasenumwandlung Wasser-Dampf stattfindet, setzt sich gelöste Borsäure nicht ab. Eine feine Dosierung des Borzusatzes ist leicht möglich, ebenso eine Reduzierung der Bormenge durch Verdünnen mit vollentsalztem Wasser (Deionat). Die Steuerung der dazu notwendigen Hilfsanlagen erfolgt ebenfalls durch die Leittechnik.

Brennelementwechsel

Durch die Kernspaltungen wird beim Betrieb des Reaktors Spaltstoff verbraucht. In gewissen Zeitabständen muß deswegen der verbrauchte Spaltstoff ergänzt werden. Dazu wird gewöhnlich einmal im Jahr, möglichst während der Schwachlastzeit im Sommer, der Reaktor abgeschal-

tet, um Brennelemente zu wechseln. Etwa ein Drittel der Brennelemente wird entladen, die übrigen Brennelemente werden umgesetzt, und frische Brennelemente werden nachgeladen. Der Brennelementwechsel kann sehr flexibel den Betriebsbedingungen des Kraftwerks angepaßt werden. Selbst wenn durch den Abbrand des Spaltstoffs die Überschußaktivität des Reaktorkerns etwa verbraucht ist, kann durch Absenken der Kühlmitteltemperatur das Kraftwerk bei verminderter Leistung weiter betrieben werden. Der Brennelementwechsel kann so um einige Wochen hinausgeschoben werden.

Streck-Betrieb

Zum Auswechseln und Umsetzen der Brennelemente wird der Deckel des Druckbehälters abgehoben. Die Grube über dem Reaktor wird mit boriertem Wasser geflutet; das Wasser dient zur Strahlenabschirmung. Fernbedient wird dann das obere Kerngerüst entfernt. Damit sind die Brennelemente frei zugänglich. Die am weitesten "abgebrannten", stark radioaktiven Brennelemente, ca. ein Drittel der Gesamtmenge, werden mit einer Lademaschine unter Wasser aus dem Reaktorkern entladen und in das angrenzende Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente umgesetzt. Wegen der Wärmeproduktion durch Kernzerfälle in den abgebrannten Brennelementen wird das Wasser im Lagerbecken gekühlt; außerdem wird es ständig gereinigt, um Korrosionen zu verhindern. Nachdem die Radioaktivität der Brennelemente genügend abgeklungen ist, können sie in Abschirmbehältern durch die Materialschleuse abtransportiert werden. Eine großzügige Auslegung des Lagerbeckens erlaubt es, die abgebrannten Brennelemente, die in mehreren Betriebsjahren anfallen, hier zu lagern. Dies ergibt eine große Flexibilität in Hinblick auf die spätere Verwendung dieser Brennelemente.

BBR-Anlage Mülheim-Kärlich

Das Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor des Herstellers BBR in Mülheim-Kärlich bei Koblenz stellt eine zweite Bauart deutscher Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor dar. Wesentliche Unterschiede zur KWU-Anlage sind im Primärkühlkreislauf zu sehen. Er besitzt zwei parallele Kühlmittelkreisläufe mit je einem Dampferzeuger vom Geradrohrtyp, der durch eine "heiße" Leitung vom Reaktorkern gespeist wird. Zu jedem Dampferzeuger gehören zwei Umwälzpumpen, die über getrennte "kalte" Leitungen das Kühlmittel dem Reaktorkern wieder zuführen. Ein Druckhalter und ein Abblasebehälter vervollständigen das primäre Kühlsystem.

Brenn-elemente

Der Reaktorkern, in dem die Energie freigesetzt wird, die das primäre Kühlsystem abzuführen hat, ist aus 205 Brennelementen sowie den erforderlichen Steuerelementen aufgebaut. Das Brennelement besteht aus einem mechanisch stabilen Käfig, der in einem quadratischen Gittter in einer 17 x 17-Anordnung 289 Positionen aufweist. Sie sind durch 264 Brennstäbe, 24 Führungsrohre für Steuer-, Vergiftungs- und Blindstäbe

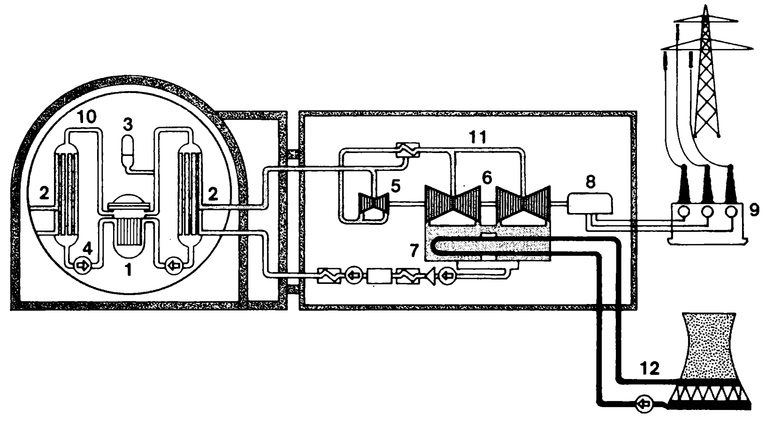
sowie ein zentrales Führungsrohr für Innenkerninstrumentierung besetzt. Die Brennelemente werden durch ein Kerngerüst (untere Tragplatte, Kernumfassung, obere Gitterplatte) im Reaktordruckbehälter gehalten. Der Behälter ist aus Feinkornstahl gefertigt und auf der Innenseite mit Inconel gegen Korrosion plattiert. Das von den beiden Dampferzeugern zurückkommende Kühlwasser strömt durch vier Einlaßstutzen in den Druckbehälter und wird in einem Ringraum zwischen den Wänden des Druckbehälters und dem Kernbehälter unter den Reaktor-

Tabelle 2:

Daten des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich mit Druckwasserreaktor

Leistungswerte		
Thermische Leistung an den Dampferzeugern	MWth	3787
Elektrische Bruttoleistung	MW_e	1308
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente		205
Brennelementgeometrie		17x17 -24-1
Anzahl der Brennstäbe pro BE		264
Brennstabdurchmesser	mm	9,63
Anzahl der Steuerstäbe		72
Gesamtes Urangewicht	kg	93 500
Mittlere Urananreicherung		
im Erstkern	Gew.-% U^{235}	2,67
in den Nachladungen	Gew.-% U^{235}	3,27
Wärmeübertragung		
Anzahl der Dampferzeuger stehende Geradrohr-Wärmetauscher mit je einer Zuleitung vom Reaktor und je zwei Ableitungen zu den Hauptkühlmittelpumpen		2
Betriebsdruck	MPa	15,5
Massenstrom	t/h	36 175
Kühlmitteltemperatur am Reaktorausgang	°C	329
Sekundärkreislauf		
Frischdampfstrom	kg/s	2020
Dampfdruck	MPa	6,9
Dampftemperatur	°C	313

kern geführt. Ein Strömungsverteiler leitet es dem Reaktorkern zu, den es von unten nach oben durchströmt, wobei es Wärme von den Brennstäben aufnimmt. Das erwärmte Wasser verläßt den Druckbehälter durch zwei Auslaßstutzen. Eine Besonderheit der BBR-Konstruktion sind Überströmvorrichtungen im oberen Teil des Kernbehälters. Diese acht Vorrichtungen arbeiten wie Rückschlagklappen. Sie sollen im Falle eines Bruchs der Hauptkühlmittelleitung in der Wiederflutphase des Kerns einen eventuellen Rückstau des Notkühlwassers verhindern. Beim Wiederauffüllen mit Wasser könnte sich ein Dampfpolster über dem Reaktorkern bilden, das die Wiederflutung des Kerns behindert. Die Überströmklappen öffnen sich aber bei derartigen Druckverhältnissen und gewährleisten so ein schnelles Wiederfluten des Kerns.



1 Reaktor
2 Dampferzeuger
3 Druckhalter
4 Hauptkühlmittelpumpen
5 Hochdruckturbine
6 Niederdruckturbine
7 Kondensator
8 Generator
9 Transformator
10 Rohrleitungen des Primärkreislaufes
11 Rohrleitungen des Sekundärkreislaufes
12 Kühlwasserkreislauf zur Kondensatorkühlung

Abb. 14: Vereinfachtes Funktionsschema des Kernkraftwerks Mülheim-Kärlich

Geradrohr-Dampferzeuger

Das erwärmte Kühlwasser, das den Reaktordruckbehälter durch zwei Auslaßstutzen verläßt, strömt durch zwei "heiße" Kühlmittelleitungen den zwei Dampferzeugern zu. Sie sind als Geradrohrwärmetauscher ausgebildet, die im Gegenstromprinzip arbeiten. Das heiße Primärwasser tritt in den oberen Halbkugelboden ein, durchströmt die Dampferzeugerheizrohre von oben nach unten und verläßt "abgekühlt" den unteren Halbkugelboden des Dampferzeugers durch zwei Austrittsstutzen. Hier teilt sich also der Kühlmittelstrom auf. In jedem Teilstrom arbeitet eine Kühlmittelpumpe, so daß von vier Pumpen durch vier "kalte" Stränge

das Kühlmittel wieder dem Druckbehälter zugeleitet wird. Auf der Außenseite werden die Heizrohre des Dampferzeugers vom Speisewasser umströmt. Es tritt unten durch zwei Einlaßstutzen ein und kommt so zunächst mit dem "kalten" Teil des Rohrbündels in Kontakt. Dieser Teil wirkt als Vorwärmer, der das Speisewasser auf Siedetemperatur erwärmt. Beim weiteren Aufsteigen wird das Speisewasser an den "heißen" Teilen des Rohrbündels verdampft (zuerst durch Blasenverdampfung, dann durch Filmsieden), und im Bereich des oberen, "sehr heißen" Endes des Heizrohrbündels wird der Dampf leicht überhitzt. Der Frischdampf wird unterhalb der oberen Rohrplatte umgelenkt und über einen Ringspalt nach unten zu zwei Austrittsstutzen geleitet. Die rund 16.000 Heizrohre sind aus Inconel 600 gearbeitet und mit Vorspannung eingebaut. Für die übrigen Teile (Behältermantel, Rohrböden, Halbkugelböden, Stutzen) wurde Feinkornstahl verwendet, der innen zur Vermeidung von Korrosion plattiert ist. Mit den beiden Dampferzeugern wird die im Reaktor erzeugte Wärmeenergie an den sekundären Kreislauf übergeben. Dessen Daten sind in der Tabelle 2 wiedergegeben.

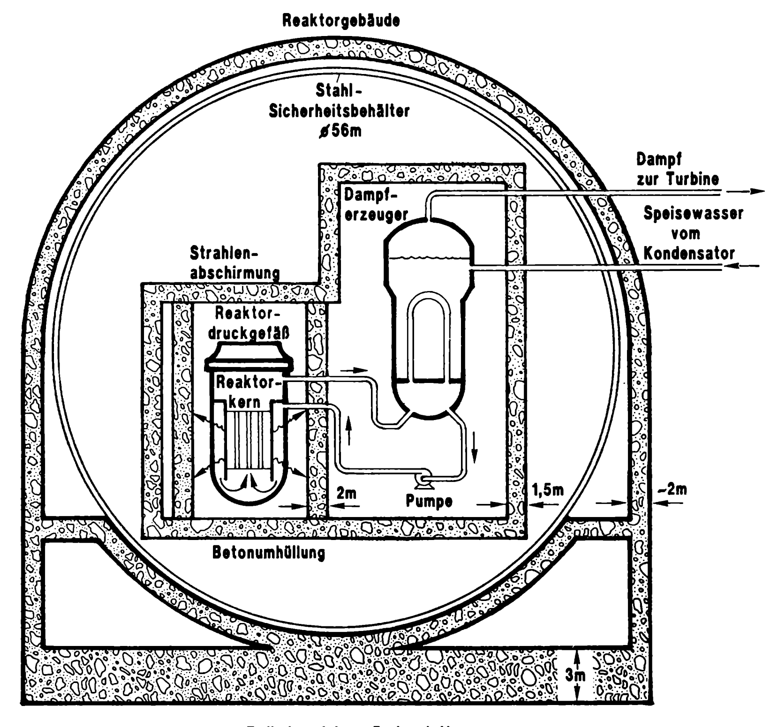


Abb. 15: Passive Sicherheitseinrichtungen deutscher Druckwasserreaktoren

Sicherheitsaspekte des Druckwasserreaktors

Großes Leck

Einige allgemeine Ausführungen zur Sicherheit von Kernkraftwerken enthält der Abschnitt 5 dieser Broschüre. Hier wird nur die Funktion der aktiven Sicherheitseinrichtungen des Druckwasserreaktors am Beispiel des "großen Lecks" erläutert.

Der hohe Druck im Primärkreislauf des Druckwasserreaktors prägt die Sicherheitsüberlegungen und -vorkehrungen dieses Reaktortyps. Als Auslegungsstörfall (früher als größter anzunehmender Unfall "GAU" bezeichnet) unterstellt man ein Versagen der Rohrleitungen, ein Leck, ja einen doppelseitigen offenen Bruch einer der Hauptkühlmittelleitungen im primären Kühlkreislauf. Bei dem Abriß einer Kühlmittelleitung bricht der Druck im gesamten Kreislauf zusammen (Druckentlastung), was die sofortige Reaktorschnellabschaltung durch Einfallen aller Steuerstäbe zur Folge hat. In jedem der vier Kühlkreisläufe sind zwei Druckspeicher angeordnet, die durch Rohrleitungen mit Rückschlagarmaturen mit dem "heißen" und dem "kalten" Teil des Kühlkreislaufs verbunden sind. Sie stehen ständig unter einem Druck von 2,6 MPa (26 bar).

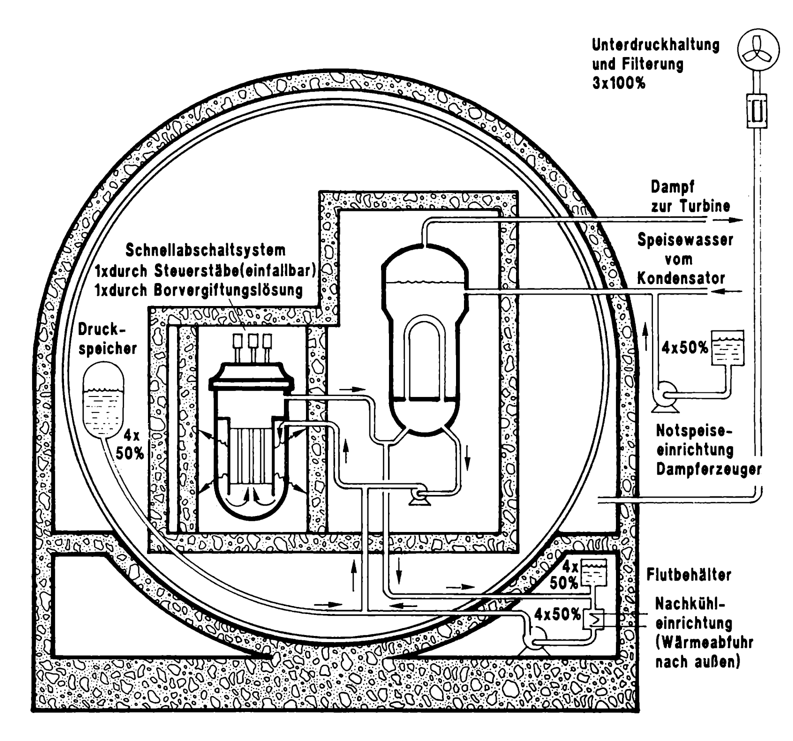


Abb. 16: Aktive Sicherheitseinrichtungen deutscher Druckwasserreaktoren

Phase 1:
Druckentlastung im Kühlsystem

Druckspeicher
DE
Leck
HKP
RDB
Flutbecken

Phase 2:
Wiederauffüllung des Kühlsystems durch Druckspeicher

Druckspeicher
DE
HKP
RDB
Flutbecken

Phase 3:
Kernflutung

DE
HKP
RDB
Nachkühlpumpe
Flutbecken

Phase 4:
Sumpfkreislauf

DE
HKP
RDB
Nachkühlpumpe
Nachwärmekühler
Sumpf

RDB = Reaktordruckbehälter HKP = Hauptkühlmittelpumpe DE = Dampferzeuger

Abb. 17: Störfallablauf beim Bruch der Hauptkühlmittelleitung eines Druckwasserreaktors.

Druck-
speicher

Fällt der Druck im Reaktor infolge des Lecks in den Rohrleitungen ab, so wird zunächst Kühlmittel als Wasserdampf-Luft-Gemisch durch das Leck aus dem Reaktordruckbehälter in den Sicherheitsbehälter geblasen (Blowdown Phase). Dieser Ausblasevorgang ist nach ca. 12 s abgeschlossen. Jetzt fließt Wasser aus den Druckspeichern, einfach infolge

des jetzt herrschenden Druckgefälles, in die Kühlmittelleitungen. Da dafür keine Pumpen oder Ventilverstellungen notwendig sind, sondern nur das Öffnen der Rückschlagarmaturen, erfolgt die Flutung des Reaktorkerns aus den Druckspeichern "sofort". Das Einstellen der Strömung braucht natürlich eine gewisse Zeit, so daß kurzzeitig der Reaktorkern ohne Kühlung bleibt, die Brennelemente sich überhitzen, bis sie schockartig durch das Notkühlwasser wieder benetzt und gekühlt werden. Bevor die Druckspeicher sich völlig entleert haben, läuft bei einem Druck von ca. 1 MPa (10 bar) die Niederdruckeinspeisung aus den Flutbehältern an. Nachkühlpumpen fördern Wasser aus den Flutbehältern in den Reaktorkühlkreislauf. Das aus dem Leck wieder austretende Wasser sammelt sich am Boden des Sicherheitsbehälters, im sogenannten Gebäudesumpf. Sind die Flutbehälter geleert, wird automatisch auf Umwälzbetrieb umgeschaltet, d.h. jetzt saugen die Nachkühlpumpen das Wasser aus dem Gebäudesumpf an und fördern es über Nachwärmekühler zurück in den Reaktorkühlkreislauf.

Niederdruckeinspeisung

Nachkühlung

Die Sicherheitsuntersuchungen zeigten, daß auf diese Weise auch bei einem großen Leck eine Notkühlung des Reaktorkerns sichergestellt

Tabelle 3:

Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland

Bezeichnung	Standort	Auftragserteilung Jahr	Inbetriebnahme Jahr	Wärmeleistung MW_{th}	Bruttoleistung MW_e	Nettoleistung MW_e
KWO	Obrigheim	1964	1968	1044	357	340
KKS	Stade	1967	1972	1892	672	640
KWB-A	Biblis	1969	1974	3517	1204	1146
GKN 1	Neckarwestheim	1971	1976	2495	855	795
KWB-B	Biblis	1971	1977	3733	1300	1240
KKU	Esenshamm	1971	1978	3733	1300	1230
KKG	Grafenrheinfeld	1975	1981	3765	1300	1235
KWG	Grohnde	1975	1985	3765	1366	1300
KKP 2	Philippsburg	1975	1984	3765	1349	1268
KMK	Mülheim-Kärlich	1973	1986	3760	1302	1219
KBR	Brokdorf	1975	1987	3765	1395	1326
KKI 2	Ohu (Isar)	1982	1988	3765	1370	1287
KKE	Lingen (Emsland)	1982	1988	3765	1314	1242
GKN 2	Neckarwestheim	1982	1988	3765	1314	1230

werden kann, ohne daß es zu einem Kernschmelzen kommt. Die Sicherheitssysteme können also auch diesen schweren Störfall in der angegebenen Weise beherrschen. Um aber beim Kühlmittelverluststörfall eine Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt auszuschließen, sind Barrieren erforderlich.

Sicherheitsbehälter

Der Sicherheitsbehälter (Containment), ein kugelförmiger Stahlbehälter, der alle Komponenten des Primärkreislaufs umschließt, ist mit einer Wandstärke von 38 mm als "Volldruck-Containment" ausgelegt, d.h. er ist so ausgelegt, daß er beim Bruch der Kühlmittelleitung die gesamte freiwerdende Energie des Primärkreises aufnehmen kann. Gegen zerstörende Einwirkungen von außen ist er durch eine äußere Betonschale von 1,8 m Wandstärke geschützt. Aber auch nach innen ist der Sicherheitsbehälter gegen Beschädigungen geschützt. Eine Betonkonstruktion, der sogenannte Splitterschutzzylinder, der die Reaktoranlage umgibt und den Rundlaufkran trägt, erfüllt diese Schutzfunktion. Ein Unterdruck im Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und äußerer Betonschale schließlich verhindert als weitere Barriere ein unkontrolliertes Austreten radioaktiver Stoffe.

2.2.2 Siedewasserreaktor

Siedewasserreaktoren (SWR) verwenden wie Druckwasserreaktoren normales vollentsalztes Wasser als Neutronenmoderator und als Kühlmittel. Beide Reaktortypen werden deswegen gemeinsam als Leichtwasserreaktoren (LWR) bezeichnet. Die Besonderheit des Siedewasserreaktors ist, daß ein großer Teil der im Reaktorkern erzeugten Wärme dort direkt durch Dampfbildung abgeführt wird. Nur ein kleiner Anteil von rund 18 % der erzeugten Wärme setzt sich in eine Temperaturerhöhung des Kühlmittels um, die restlichen 82 % dienen zur Verdampfung des Kühlmittels direkt im Reaktorkern. Dadurch können wesentlich geringere Werte für den Druck im Kühlmittelkreislauf gewählt werden als beim DWR-System. Außerdem eröffnet das SWR-Prinzip mehrere Möglichkeiten für die technische Ausbildung des Kühlmittelkreislaufs. Neben der Verwendung einer Anlage mit Primär- und Sekundärkreislauf, wie sie vom DWR her bekannt ist, kann jetzt auch der im Reaktorkern erzeugte Dampf direkt, ohne Zwischenschaltung von Wärmetauschern, der Turbine zugeleitet werden; außerdem sind Mischformen wie Zweikreislaufsysteme möglich. Im Laufe der Entwicklung der SWR-Technik sind auch alle Formen zur Anwendung gekommen.

Indirektkreis mit Naturumlauf

Bei den frühen Anlagen kleiner Leistung, wie z.B. beim Versuchsatomkraftwerk Kahl, wird ein primärer Dampf-Wasser-Kühlkreislauf durch Naturumlauf (d.h. ohne Kühlmittelpumpen) getrieben. Über einen Wärmetauscher (Dampfumformer) wird die Wärme an einen sekundären Kreislauf übergeben; der dort erzeugte Dampf treibt die Turbine. Der Dampfumformer trennt den konventionellen Turbinenkreislauf völlig

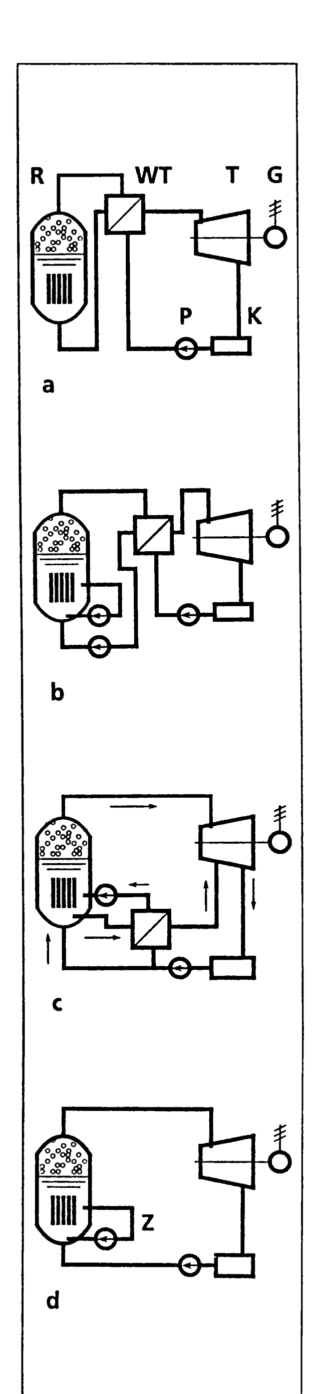


Abb. 18: Siedewasserreaktortypen

a Naturumlauf und Indirektkreislauf
b Zwangsumlauf und Indirektkreislauf
c Zwangsumlauf und Zweikreislauf
d Zwangsumlauf und Direktkreislauf

R = Reaktor
WT = Wärmetauscher bzw. Dampfumformer
T = Turbine
G = Generator
K = Kondensator
P = Pumpe
Z = Zwangsumlauf

Der zwangsumlauf zum Umwälzen des Kühlmittels kann entweder wie in d angedeutet extern, teilweise extern oder intern im Reaktordruckbehälter angeordnet sein.

vom radioaktiven Kühlkreislauf des Reaktors (sogenannter Indirektkreis mit Naturumlauf).

Zweikreislauf mit Zwangsumlauf

Bei größeren Leistungsdichten (etwa ab 25 kW/l) genügt der Naturumlauf nicht mehr zur ausreichenden Kühlung der Brennelemente. Das Kühlmittel muß dann durch Pumpen umgewälzt werden, man gelangt so zum Zwangsumlauf. Im Kernkraftwerk Gundremmingen A wurde das Prinzip des Zwangsumlaufs mit dem direkten Beaufschlagen der Turbine kombiniert. Die Kühlung des Reaktors war jedoch als Zweikreissystem ausgebildet. Als Vorteil dieser Zweikreistechnik, die z.B. auch in den Kraftwerken Garigliano (Italien) und Tarapur (Indien) verwendet worden ist, wurde eine Verringerung des Dampfvolumens im Reaktorkern einerseits und ein verbessertes Lastfolgeverhalten andererseits angesehen.

Direktkreislauf mit Zwangsumlauf

Die konsequente Weiterentwicklung des Siedewasserreaktors führte schließlich zum Direktkreislauf mit Zwangsumlauf. Die hohen Leistungsdichten bei Siedewasserreaktoren ab einer Leistungsgröße von rund 1000 MW_{th} machten den Zwangsumlauf des Kühlmittels zur Wär-

meabführung erforderlich. Das direkte Beaufschlagen der Turbine mit dem im Reaktorkern erzeugten Dampf vermeidet zusätzliche Wärmetauscher und die mit ihnen verbundenen zusätzlichen Investitionen und Energieverluste. Bereits das Kernkraftwerk Oyster Creek (Standort New Jersey, USA), das allgemein als Markstein für das Erreichen der Marktreife in der Kerntechnik angesehen wird, nutzte diese Technik, die heute allgemein verwendet wird.

Der Reaktorkern des SWR

Brenn-
elemente

Der Reaktorkern des SWR ist wie der des DWR aus einer Vielzahl von Brennelementen aufgebaut. Die Brennelemente sind ebenfalls vom Brennstabbündeltyp. Ein typisches SWR-Brennelement der sogenannten Baulinie 72, die im folgenden betrachtet wird, enthält 8 x 8 = 64 Gitterpositionen. Zwei Positionen im Zentrum des Bündels sind mit wassergefüllten Leerstäben, den sogenannten Wasserstäben, besetzt. Die Wasserstäbe erfüllen neutronenphysikalische und mechanische Aufgaben. Einerseits glätten sie den Neutronenfluß durch die moderierende Eigenschaft des Wassers und außerdem tragen sie die Abstandshalter, die

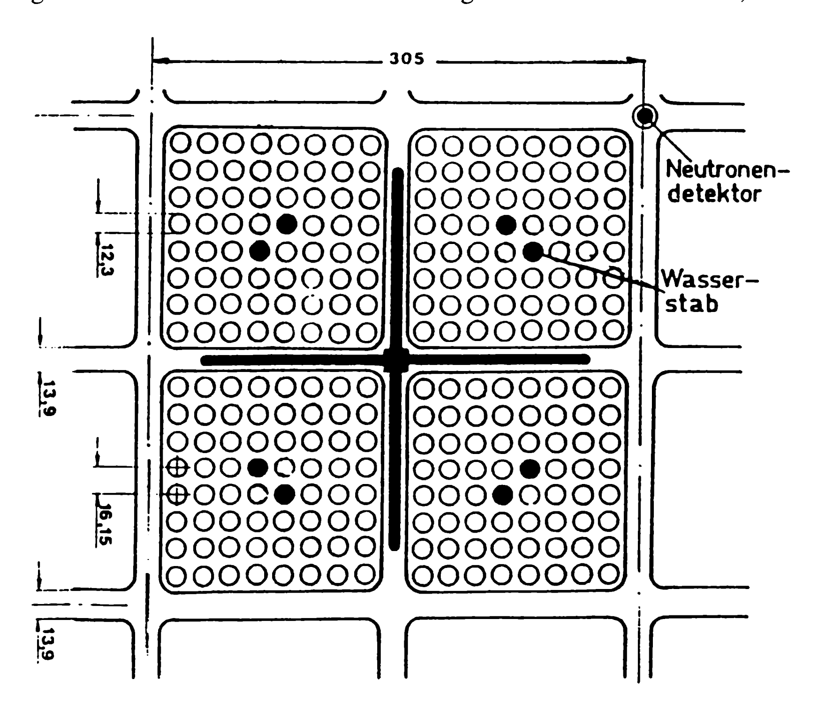


Abb.19: Querschnitt durch vier SWR-Brennelemente von 8 x 8-Typ, die je zwei Wasserstäbe besitzen. Die Brennelemente umgeben einen Steuerstab mit kreuzförmigem Querschnitt.

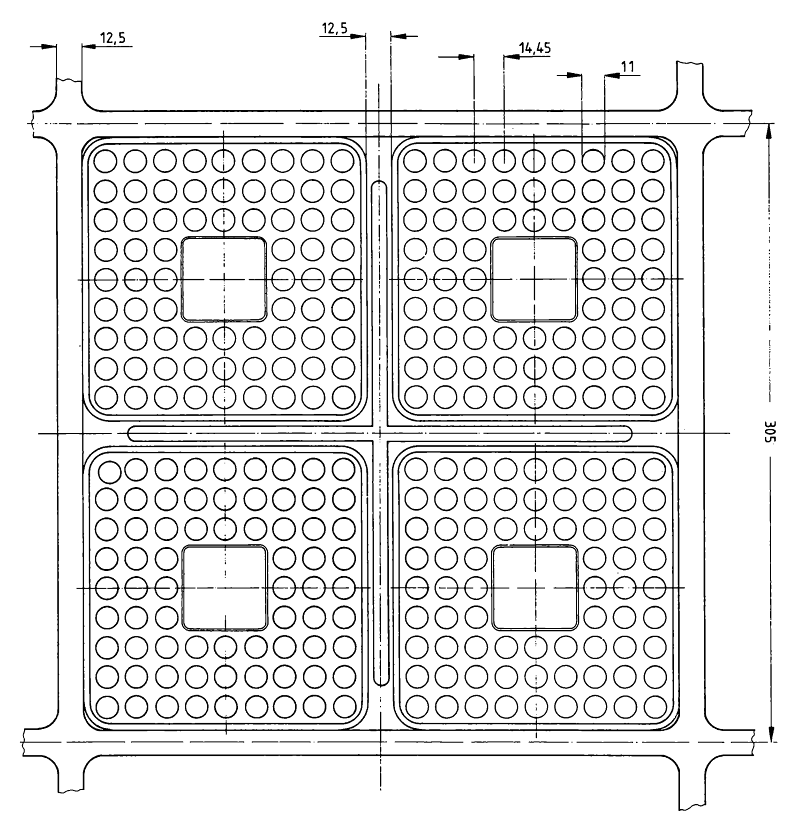


Abb. 20: Querschnitt durch vier SWR-Brennelemente vom 9 x 9-Q-Typ, die um ein Steuerelement mit kreuzförmigem Querschnitt angeordnet sind. Abmessungen im Millimeter.

die Positionen der 62 Brennstäbe im Brennelement fixieren. Neue SWR-Brennelementkonstruktionen weisen anstelle der Wasserstäbe eine zentrale Zone ohne Stäbe auf. Im Reaktorkern ist jedes Brennelement von einem Kasten aus Zircaloy 4 umgeben. Er wirkt nach innen als Führung für den Kühlmittelfluß, nach außen als Führung für die kreuzförmigen Steuerelemente ("Steuerstäbe"), die zwischen jeweils vier Brennelementen angeordnet sind. Die Steuerelemente können axial verfahren werden.

Der im Reaktorkern gebildete Dampf muß vor seiner Zuleitung zur Turbine möglichst gut getrocknet werden. Eine wassertropfenfreie Strömung schont die Turbine und die Dampfzuleitung, außerdem werden so an Tropfen gebundene Aktivitäten und Verunreinigungen vom Turbinenkreislauf ferngehalten. Deswegen sind im Reaktordruckbehälter im Dampfdom direkt über den Brennelementen Dampf-Wasser-Separatoren und Dampftrockner angeordnet. Das hat zur Folge, daß die Steuer-

Tabelle 4:

Daten eines 1300-MW_e-Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor (Anlage KRB-B bzw. C)

Leistungswerte			
Thermische Leistung	MWth	3840	
Elektrische Nettoleistung	MW_e	1249	
Reaktorkern			
Anzahl der Brennelemente		784	
Brennelementgeometrie		8 x 8 - 2	(9 x 9 -1)
Anzahl der Brennstäbe im BE		62	(80)
Brennstabdurchmesser	mm	12,3	(10,75)
Aktive Kernhöhe	mm	3710	
Gesamtes Urangewicht	kg	139 000	
Mittlere Urananreicherung			
im Erstkern	Gew.-% U^{235}	1,93	
in den Nachladungen	Gew.-% U^{235}	2,75	
Wärmeübertragung			
Anzahl der Hauptkühlmittelpumpen		8	
Durchflußmenge durch den Kern	m^3/s	19,4	
Dampfmenge (am Turbineneintritt)	kg/s	1935	
Dampfdruck (am Turbineneintritt)	MPa	6,7	
Dampftemperatur (am Turbineneintritt)	°C	283	

stäbe beim SWR nicht von oben (wie beim DWR) angetrieben werden können, vielmehr müssen beim SWR die Antriebe für die Steuerstäbe unterhalb des Druckbehälters angeordnet werden. Da dem Kühlmittel keine Neutronenabsorber (z.B. Borsäure) zugesetzt werden können (bei der Wasserverdampfung würden diese Zusätze sich absetzen), um Langzeit-Reaktivitätseffekte zu korrigieren, müssen die Steuerelemente beim SWR neben der Leistungsregulierung und der Schnellabschaltung im Störfall auch diese Aufgabe übernehmen. Eine Beimischung des "abbrennbaren Giftes" Gadolinium in einigen Brennstoffstäben unterstützt den Ausgleich der Langzeitänderung der Reaktivität. Die beim Brennelementwechsel eingebrachte Überschußreaktivität wird durch die Neutronenabsorption im Gadolinium anfänglich teilweise gebunden und im Verlauf des Betriebes durch den Verbrauch des Gadoliniums (durch sein "Abbrennen") langsam wieder freigegeben.

Zwei Fahrweisen der Steuerelemente sind notwendig: Zur Leistungsregelung und zur Kompensation der Reaktivitätsänderung durch den Verbrauch von Spaltstoff beim Betrieb ("Abbrand") müssen die Steuerelemente langsam ein- und ausgefahren werden können. Zur Schnellabschaltung müssen sie schnell entgegen der Schwerkraft nach oben in den Reaktorkern eingeschossen werden können. Europäische SWR-Konstruktionen benutzen dafür zwei unterschiedliche und unabhängige Antriebe. Die langsame Bewegung beim Normalbetrieb (ca. 2 bis 3 cm/s) wird durch einen elektrischen Antrieb mit Spindel und Mutter vermittelt. Zur Schnellabschaltung wird das Steuerelement durch Druckwasser in den Reaktorkern hineingeschossen. Eine Sperrklinke verhindert das Herausfallen.

Das Einbringen der Steuerstäbe von unten kommt den Besonderheiten des Siedewasserreaktors entgegen: Durch den Siedevorgang im Kern hat der Moderator in der unteren Kernhälfte eine wesentlich höhere Dichte als das Wasser-Dampf-Gemisch im oberen Bereich. Das führt im unteren Kernbereich zu einer Leistungsspitze, der durch die von unten einfahrenden Steuerstäbe entgegengewirkt wird. Die Vielzahl von Steuerelementen, die beim SWR notwendig ist, weil die Möglichkeit der Borierung des Kühlwassers entfällt, würde den Brennelementwechsel behindern, wenn der Steuerstabantrieb wie beim DWR von oben erfolgte. Durch den Antrieb von unten entfällt diese Behinderung.

Kühlmittelumwälzung

Beim einmaligen Umströmen der Brennelemente wird das Kühlwasser nicht vollständig verdampft. In den Separatoren, die über den Brennelementen angeordnet sind, wird das vom Dampf mitgerissene Wasser wieder abgetrennt und wird dann zusammen mit dem zufließenden Speisewasser wieder den Brennelementen zugeführt. Zur Umwälzung des Wassers sind im Reaktor acht interne Kühlmittelumwälzpumpen vorgesehen, die seitlich unterhalb des Reaktorkerns angeordnet sind. Die Anordnung der Pumpen innerhalb des Druckbehälters vermeidet große Durchführungen und Stutzen am Druckbehälter. Die Pumpenwelle wird durch den Boden des Druckbehälters geführt; das Laufrad befindet sich innerhalb des Druckbehälters, der Antrieb außen. Hydrodynamische Lager und Dichtungen verhindern zuverlässig das Austreten von Kühlwasser entlang der Pumpenwelle. Zusammen mit den Steuerstäben bilden diese Kühlmittelumwälzpumpen die Stellglieder der Reaktorleistungsregelung. Wie beim Druckwasserreaktor kann durch Einfahren der Steuerstäbe in den Reaktorkern die Leistung abgesenkt werden, weil dann infolge erhöhter Neutronenabsorption in den Borkarbidtabletten der kreuzförmigen Steuerelemente Neutronen der energieerzeugenden Kettenreaktion entzogen werden. Umgekehrt führt ein Herausziehen der Steuerstäbe aus dem Reaktorkern zur Leistungserhöhung. Da sich im

Kühlmittel-umwälz-pumpen

1 Druckbehälter
2 Druckbehälterdeckel
3 Kernmantel
4 Kerndeckel
5 Kernflutleitung
6 Unteres Kerngitter
7 Oberes Kerngitter
8 Brennelemente
9 Steuerstäbe
10 Steuerstabführungsrohre
11 Steuerstabantriebe
12 Axialpumpe
13 Zyklone
14 Dampftrockner
15 Speisewasserverteiler
16 Deckelsprühsystem

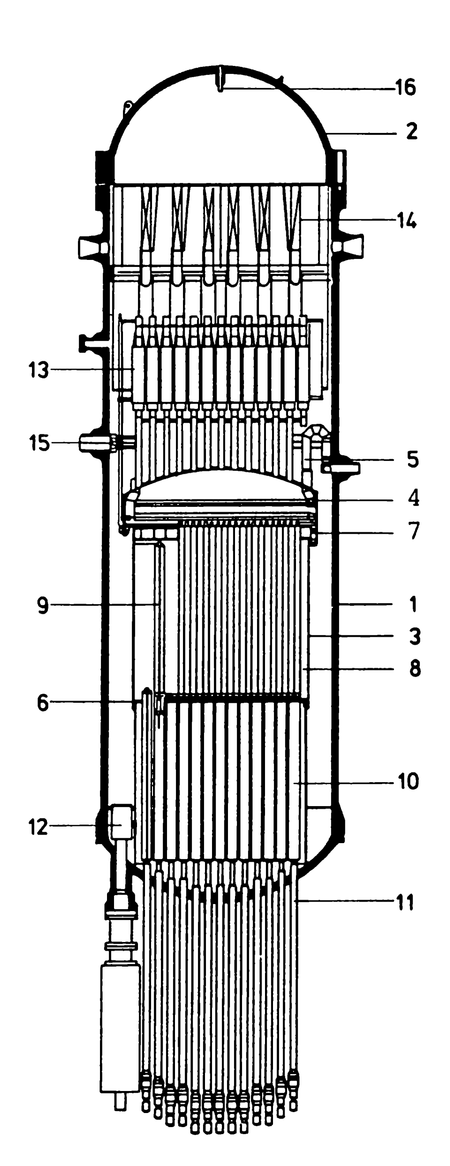


Abb. 21: Schema des Druckbehälters eines Siedewasserreaktors mit seinen Einbauten

Siedewasserreaktor zwischen den Brennstäben ein Wasser-Dampf-Gemisch befindet, dessen neutronenmoderierende Wirkung vom Wassergehalt abhängt, eröffnet sich hier bei konstantem Druck im Reaktor eine zweite Möglichkeit zur Leistungsregelung: Laufen die Kühlmittel-

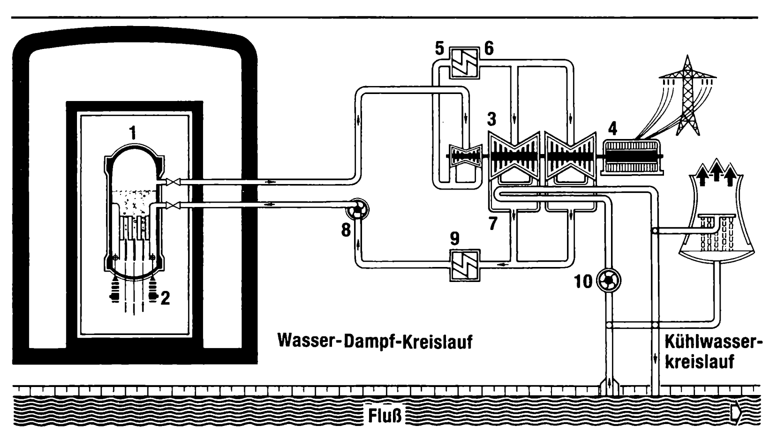
Leistungs-regelung

umwälzpumpen mit hoher Geschwindigkeit, so werden die Dampfblasen nach oben aus dem Reaktorkern herausgedrückt, die Dichte des Moderators zwischen den Brennstäben steigt an, die Neutronenmoderation verbessert sich, und damit steigt die Reaktorleistung an. Umgekehrt führt ein Verringern der Kühlmittelumwälzung zu höherem Dampfblasenanteil, schlechterer Neutronenmoderation und damit zur Leistungsabnahme. Im Lastbereich von 70 bis 100 % kann die Leistungsregelung durch Änderung der Drehzahl der Umwälzpumpen relativ schnell (ca. 1 % pro Sekunde) erfolgen. Leistungsänderungen über diesen Bereich hinaus werden durch Verstellen der Steuerstäbe bewirkt. Der Reaktor ist damit sehr gut für den Lastfolgebetrieb geeignet.

Druckbehälter

Druckbehälter und Einbauten

Der Reaktordruckbehälter umschließt das ganze nukleare Dampferzeugungssystem des Siedewasserreaktors: den Reaktorkern mit den Brennelementen sowie mit oberer und unterer Kerngitterplatte, welche die Brennelemente und Steuerstäbe in ihren Positionen fixieren, die Steuerstabführungsrohre unterhalb des Reaktorkerns, die Axialpumpen der Kühlmittelumwälzung und die großvolumigen Zyklone und Feinabscheider zur Dampftrocknung. Der Druckbehälter eines Siedewasserreaktors ist deswegen wesentlich größer und schwerer als der eines Druckwasserreaktors gleicher Leistung. So wird der Vorteil des Siedewasser-



1 Reaktor
2 Kühlmittel-Umwälzpumpe
3 Turbine
4 Generator
5 Wasserabscheider
6 Zwischenüberhitzer
7 Kondensator
8 Speisewasserpumpe
9 Vorwärmer
10 Kühlwasserpumpe

Abb. 22: Vereinfachtes Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Siedewasserreaktor

reaktors, ohne die Dampferzeuger des Druckwassersystems auszukommen, teilweise wieder aufgehoben.

Der Brennelementwechsel wird beim SWR ähnlich wie beim DWR durchgeführt. Bei abgeschaltetem Reaktor wird das Becken über dem Druckbehälter geflutet, der Deckel des Druckbehälters geöffnet und die Einbauten über den Brennelementen (Zyklone und Dampftrockner) entfernt. Die Brennelemente können nun von der Lademaschine unter Wasser versetzt werden. Etwa ein Viertel der abgebrannten Brennelemente wird in das angrenzende Lagerbecken entladen, die restlichen Brennelemente werden umgesetzt, und die erforderliche Menge frischer Brennelemente wird nachgeladen.

Sicherheitsumschließung

Die Sicherheitsumschließung hat (wie beim DWR) die Aufgabe, bei einem Bruch der Rohrleitungen des Kühlmittelkreislaufs das austretende Wasser-Dampf-Gemisch und die möglicherweise darin enthaltenen radioaktiven Spaltprodukte zurückzuhalten, d.h. eine Ausbreitung dieser Stoffe in die Umgebung sicher zu verhindern. Bei den frühen Siedewasserreaktoren, z.B. bei der Anlage Lingen mit Indirektkreislauf, mußte die Sicherheitsumschließung sehr großvolumig sein, um das gesamte umfangreiche nukleare Dampferzeugungssystem umschließen zu können. Der Dampf, der beim Bruch der Rohrleitungen in dieses große Volumen austritt, baut hier nur einen geringen Druck auf, den eine Stahlwand (Druckschale) gut aufnehmen kann. Beim Übergang zum modernen Siedewasserreaktor mit Direktkreislauf ("Baulinie 72") verringert sich aber das zu umschließende Volumen beträchtlich. Der im Störfall austretende Dampf würde sehr hohe Druckwerte aufbauen, denen eine Sicherheitsumschließung nicht mehr widerstehen könnte. Deswegen ist für diesen modernen Reaktortyp ein Druckabbausystem notwendig.

Druckabbau-system

Das Druckabbausystem besteht aus zwei getrennten Räumen: der Druckkammer, die das nukleare Dampferzeugungssystem umschließt, und der Kondensationskammer. Diese Kondensationskammer ist teilweise mit Wasser gefüllt (bei 1300-MW_e-Anlagen ca. 3000 m^3) und durch Rohre, die in diese Wasservorlage eintauchen, mit der Druckkammer verbunden. Beim Bruch einer Rohrleitung in der Druckkammer treibt der sich dort aufbauende Druck das Dampf-Luft-Gemisch durch diese Rohre in die Wasservorlage der Kondensationskammer. Beim Durchströmen durch das Wasser kondensiert der Dampf, der Druck baut sich ab. Der Wasservorrat in der Kondensationskammer kann außerdem zur Kernnotkühlung benutzt werden und als Wärmesenke bei fehlender Dampfabfuhr aus dem Reaktor dienen. Zusammen mit diesem Druckabbausystem kann die Sicherheitsumschließung eine Ausbreitung radioaktiver Stoffe in die Umgebung sicher verhindern.

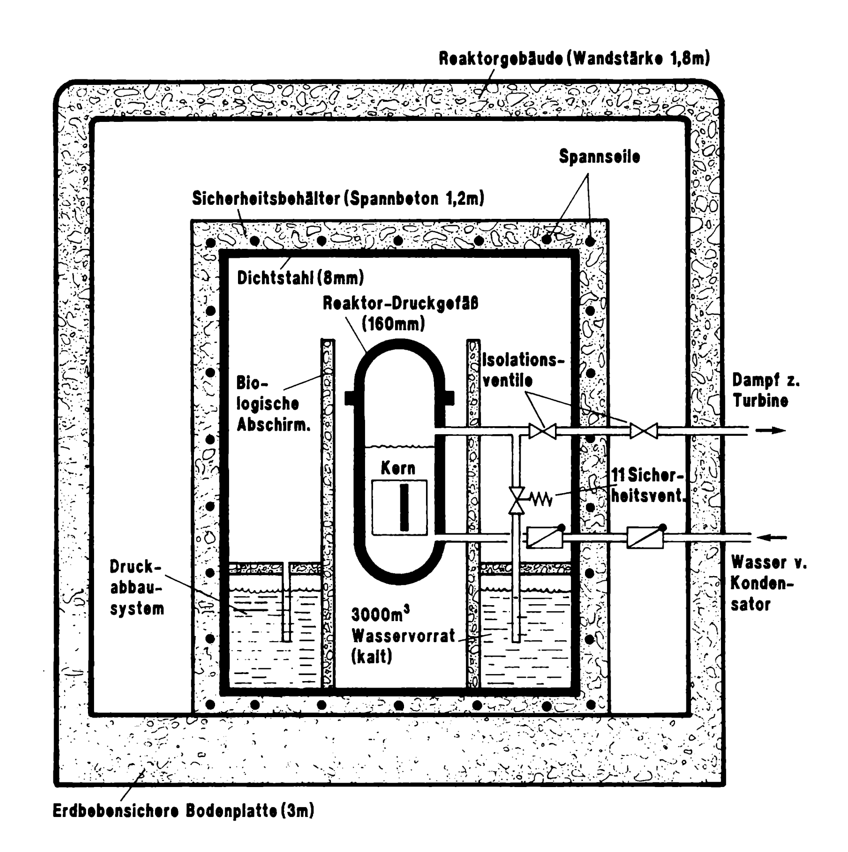


Abb. 23: Passive Sicherheitseinrichtungen deutscher Siedewasser-reaktoren.

Bauteil

Die Gestaltung des Reaktorgebäudes folgt den Anforderungen, die die Komponenten des Kernkraftwerks stellen. Im Zentrum des Reaktorgebäudes ist der großvolumige Druckbehälter angeordnet, unter ihm bleibt Raum für die Steuerstabantriebe und die Motoren der Kühlmittelumwälzpumpen. Die zylindrische Abschirmung des biologischen Schildes mit Durchbrüchen für die Frischdampfab- und Speisewasserzuleitungen

umschließt diesen Raum. Der Sicherheitsbehälter aus Beton mit innenliegender Stahldichthaut umgibt diese Anordnung. Der zentrale obere Raum innerhalb des Sicherheitsbehälters bildet die Druckkammer des Druckabbausystems, der untere äußere Raum bildet die Kondensationskammer mit der Wasservorlage, in die die Kondensationsrohre eintauchen. Direkt oberhalb des Reaktordruckbehälters ist die Reaktorgrube, daneben ein Absetzbecken und das Brennelementlagerbecken angeordnet. Außerhalb des Sicherheitsbehälters sind Räume für verschiedene Hilfs- und Nebeneinrichtungen vorgesehen. Das zylindrische Reaktorgebäude bildet den Abschluß nach außen. Auf den Bauteil für die konventionellen Komponenten (Hilfsgebäude, Maschinenhaus) soll hier nicht weiter eingegangen werden.

Sicherheitsaspekte des Siedewasserreaktors

Die direkte Verbindung des Reaktors mit der Turbine ist eine Besonderheit der Siedewasserreaktoren mit Direktkreislauf. Das hat Auswirkungen auf die Sicherheitsauslegung dieses Reaktortyps, bei dem es keine Trennung des nuklearen Teils vom konventionellen Anlageteil durch die Heizrohrwände eines Dampferzeugers wie beim Druckwasserreaktor gibt oder durch einen Dampfumformer wie bei den alten Siedewasserreaktoren mit Indirektkreislauf.

Natürlich können trotz dieser fehlenden Trennwände nicht alle radioaktiven Verunreinigungen, die evtl. im Kühlwasser des Reaktors vorhanden sind, ungehindert aus dem Reaktorbehälter zur Turbine gelangen. Durch das Verdampfen des Wassers im Reaktorkern verbleiben - ähnlich wie bei der Reinigung von Wasser durch Destillation - alle im Wasser getragenen unlöslichen Verunreinigungen, aber auch alle im Wasser gelösten Substanzen im Reaktorbehälter. Das Verdampfen des Wassers im Reakor wirkt auf diese Stoffe wie eine materielle Trennwand. Lediglich Gase und leicht flüchtige Stoffe können mit dem Dampf zur Turbine gelangen. Deswegen muß der Hochdruckteil der Turbine eines Kernkraftwerks mit Siedewasserreaktor mit einer Strahlenabschirmung umgeben werden. Mit dem Dampf gelangt insbesondere das Stickstoffisotop N 16 zur Turbine, das sich im Reaktorkern entsprechend der Reaktionsgleichung

Abschirmung vom HD-Turbinenteil

$$O\,16 + n \rightarrow N\,16 + p$$

aus dem Sauerstoff des Kühlwassers gebildet hat. Bei seinem Beta-Zerfall mit einer Halbwertszeit von 7,13 s emittiert dieses Nuklid eine Gammastrahlung, die den wesentlichen Anteil der Strahlung ausmacht, die der Dampf abgibt.

Als Auslegungsstörfall wird ein Kühlmittelverluststörfall angenommen, verursacht dadurch, daß die vom Kondensator zum Reakor zurückführende Speisewasserleitung in der Sicherheitshülle bricht. Das austretende Wasser, durch den Vorwärmer bereits vor Eintritt in den Reaktor-

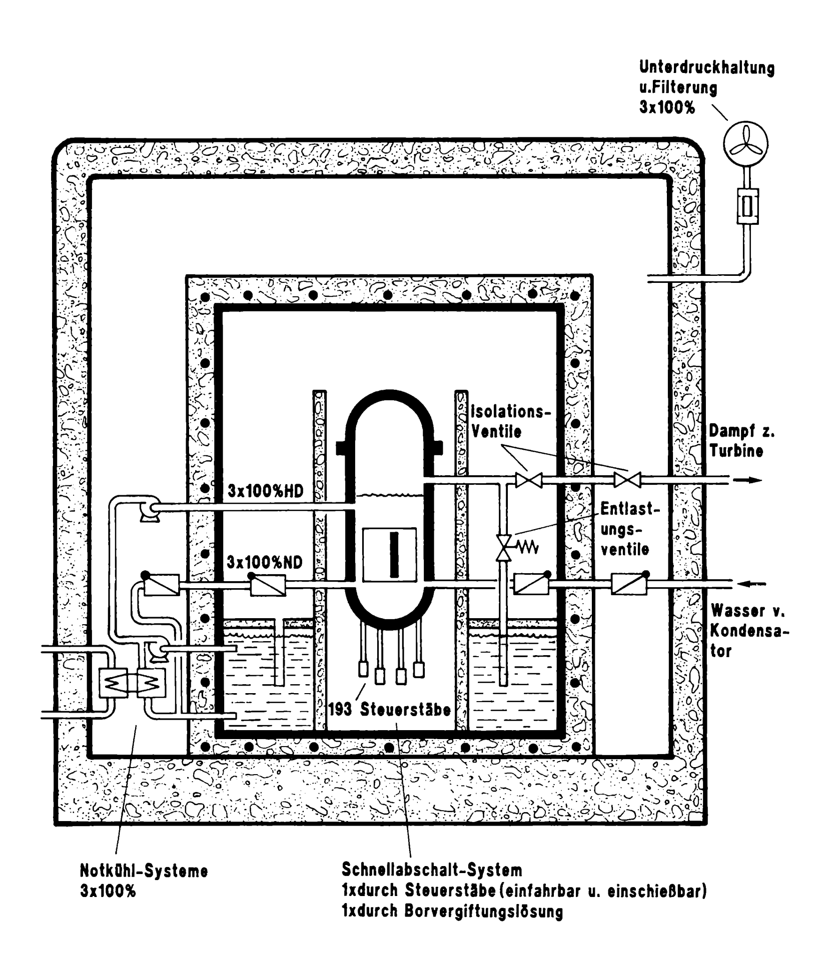


Abb. 24: Aktive Sicherheitseinrichtungen deutscher Siedewasserreaktoren.

druckbehälter auf über 200^{0} C erwärmt, verdampft beim Austritt in die Sicherheitsumschließung sofort und baut dort einen entsprechend hohen Druck auf. Das oben beschriebene Druckabbausystem sorgt nun dafür, daß der Druck in der Sicherheitsumschließung keine unzulässig hohen

Werte erreichen kann. Vielmehr schlägt sich der Dampf in der Kondensationskammer nieder und die Dichtigkeit der Sicherheitshülle wird nicht beeinträchtigt.

Durch das Leckschlagen der Speisewasserleitung ist im Reaktor der Füllstand abgefallen, was die sofortige Reaktorschnellabschaltung durch Einschießen aller Steuerstäbe in den Reaktorkern ausgelöst hat sowie das Schließen der Speisewasserzuleitung und Frischdampfableitung aus der Sicherheitshülle. Dieser sogenannte Durchdringungsabschluß trennt sofort den Reaktor in der Sicherheitsumschließung vollkommen vom Maschinenhaus ab und beschränkt so die Auswirkungen des Störfalls auf den Innenraum des Sicherheitsbehälters.

Durchdringungsabschluß

Nach dem Abschalten des Reaktors muß hier die in den Brennstäben noch vorhandene Wärme abgeführt werden. Für diese Nachwärmeabfuhr tritt zunächst die Hochdrucksicherheitseinspeisung in Funktion.

Tabelle 5:

Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland

Bezeichnung	Standort	Auftragserteilung Jahr	Inbetriebnahme Jahr	Wärmeleistung MW_{th}	Bruttoleistung MW_e	Nettoleistung MW_e
KWW	Würgassen	1967	1973	1912	670	640
KKB	Brunsbüttel	1969	1976	2292	806	771
KKP 1	Philippsburg	1970	1979	2575	900	864
KKI 1	Ohu (Isar)	1971	1979	2575	907	870
KKK	Krümmel	1972	1984	3690	1316	1260
KRB-B	Gundremmingen	1975	1984	3840	1300	1240
KRB-C	Gundremmingen	1975	1985	3840	1308	1248

Gegen den im Reaktor noch herrschenden Druck drücken Turbopumpen Wasser aus der Kondensationskammer in den Reaktordruckbehälter zur Kühlung der Brennelemente. Mit der Zeit nimmt der Druck ab, dann geht ein Kernsprühsystem in Betrieb, das die Brennelemente mit Wasser besprüht. Bei niedrigem Druck schaltet sich die Niederdrucksicherheitseinspeisung ein, die größere Wassermengen aus der Kondensationskammer in das Reaktordruckgefäß einspeisen kann. Durch diese drei unabhängigen Notkühlsysteme kann bei kleinen und selbst bei großen Lekkagen ein Überhitzen bzw. Schmelzen der Brennstäbe sicher verhindert werden. Die Auswirkungen des Störfalls bleiben auf den Sicherheitsbehälter der Anlage beschränkt.

2.3 Schwerwasserreaktor

Natururan-
nutzung

Die Verwendung von schwerem Wasser D_2O als Moderator (gewöhnlich dann auch gleichzeitig als Kühlmittel) ermöglicht es, Natururan ohne Anreicherung des spaltbaren Isotops U 235 als Kernbrennstoff einzusetzen. Dadurch ist eine erhebliche Einsparung bei den Betriebskosten (Wegfall der teuren Anreicherung) möglich, der aber erhöhte Investitionskosten für das teure Schwerwasser gegenüberstehen.
Neutronenphysikalisch bedeutet der Übergang vom Moderator H_2O zu D_2O nicht nur eine verringerte Absorption von Neutronen und dadurch die Möglichkeit, auch mit unangereichertem Natururan die Kritikalität zu erreichen; die schlechtere Energieabgabe der Neutronen an das D_2O bei der Moderation bewirkt, daß die Brennstäbe im D_2O weiter voneinander entfernt stehen müssen als im Leichtwasserreaktor. Bei gleicher Leistung ist der Reaktorkern eines Schwerwasserreaktors (HWR = Heavy Water Reactor) also wesentlich größer als der eines Leichtwasserreaktors. Dies bedeutet als Konsequenz, daß größere Druckbehälter, mehr Moderatorvolumen verwendet werden müssen etc. Außerdem sinkt die ohnehin geringe Überschußreaktivität des Schwerwasserreaktors infolge Spaltstoffverbrauchs beim Betrieb (Abbrand) sehr schnell ab, so daß es erforderlich wird, im Reaktor fast kontinuierlich bei voller Leistung die Brennelementwechsel durchzuführen. Dies macht eine entsprechend komplizierte und teure Brennelementwechseleinrichtung erforderlich.

CANDU-
Reaktor

Schwerwasserreaktoren sind im allgemeinen Druckwasserreaktoren. Zwei Ausführungen werden gebaut: der kanadische CANDU-Reaktor und der deutsche MZFR-Typ. Der Reaktorkern des kanadischen CANDU-Reaktors ist aus vielen horizontal angeordneten Druckröhren aufgebaut. In diesen Druckröhren liegen Brennelemente vom Brennstabbündeltyp. Sie werden von einem D_2O-Kühlwasserstrom gekühlt, der mit rd. 250 °C zufließt und auf etwa 290 °C aufgeheizt wird. Entsprechend hoher Druck verhindert das Sieden. Die Druckröhren, die den heißen, unter Druck stehenden D_2O-Kühlwasserstrom vom kalten (rd. 70 °C), drucklosen D_2O-Moderatorwasser trennen, sind in einem Tank angeordnet und werden außen vom D_2O-Moderator umspült. Steuerstäbe werden senkrecht im Moderator zwischen den Druckröhren verfahren. Während der Reaktor mit Vollast läuft, können einzelne Druckröhren von beiden Seiten mit Lademaschinen zum Brennelementwechsel angefahren werden. Die Entwicklung der CANDU-Reaktoren war darauf ausgerichtet, daß sämtliche Komponenten für diesen Reaktortyp von der kanadischen Industrie hergestellt werden können und daß auch die Brennstoffversorgung ohne ausländische Zulieferung (z.B. Urananreicherung) sichergestellt werden kann. Da die Herstellung großer Druckbehälter damals die Möglichkeiten der kanadischen Industrie überstieg, basiert die Auslegung des CANDU auf der Verwendung von Druckröhren.

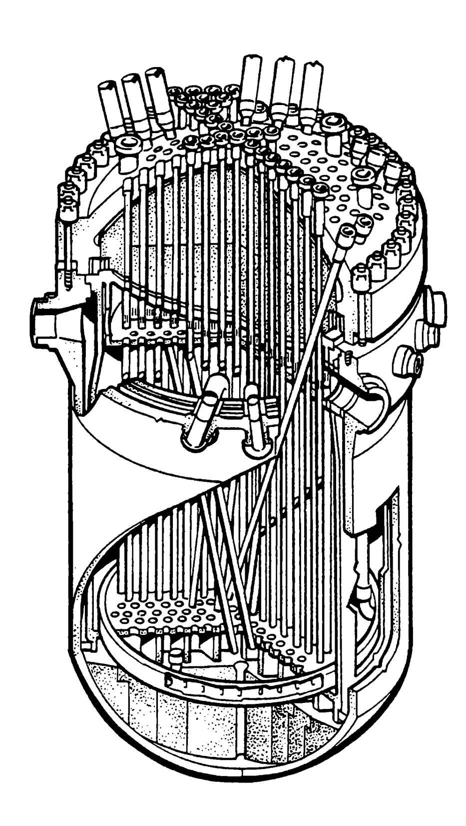


Abb. 25: Druckbehälter eines Schwerwasserreaktors der 600-MW-Klasse mit Einbauten

MZFR-Typ bzw. Druckkesselreaktor

Die deutsche Schwerwasserreaktor-Entwicklungslinie folgte enger der Entwicklung auf dem LWR-Gebiet. Der Reaktorkern des deutschen Schwerwasserreaktors ist in einem Druckkessel untergebracht. Die Brennelemente stehen in senkrechten Kühlkanälen. Der heiße Kühlmittelkreislauf (T = 251 / 280 °C) ist auch hier vom kalten (T = 153 °C) Moderator getrennt, obwohl beide unter gleichem Druck stehen. Um den kontinuierlichen Brennelementwechsel unter Vollast möglich zu machen, muß das Wechseln der Brennelemente ohne Öffnen des ganzen Druckbehälters und ohne Ausbau der Steuerstabantriebe möglich sein. Die Steuerstäbe werden deswegen schräg von oben in den Reaktorkern eingefahren; ihre Antriebe können so zur Außenseite hin verlagert werden. Die Oberseite des Druckbehälters bleibt dadurch frei für Hochdruckverschlüsse der Kühlkanäle. Eine 90 t schwere Lademaschine kann fernbedient jeden Kühlkanalverschluß anfahren. Sie setzt selbstzentrierend und druckdicht auf den Verschluß auf und kann so bei Vollastbetrieb des Reaktors ein abgebranntes gegen ein frisches Brennelement austauschen. Mit Natururan können Abbrandwerte von ca. 7000 MWd/t erreicht werden. Durch Übergang auf leicht angereicherten Brennstoff (etwa 0,9 % U 235) können die Abbrandwerte gesteigert werden. Die Zeitspanne zwischen den Brennelementwechseln vergrößert sich dann, die Wirtschaftlichkeit des Kraftwerks kann so verbessert werden.
Der kanadische CANDU-Druckröhrenreaktor ist mehrfach in Kanada, in Indien und vereinzelt in anderen Ländern errichtet worden.
Der deutsche Schwerwasserreaktor vom Druckkesseltyp ist als Versuchskernkraftwerk MZFR (Mehrzweckforschungsreaktor) im Kernfor-

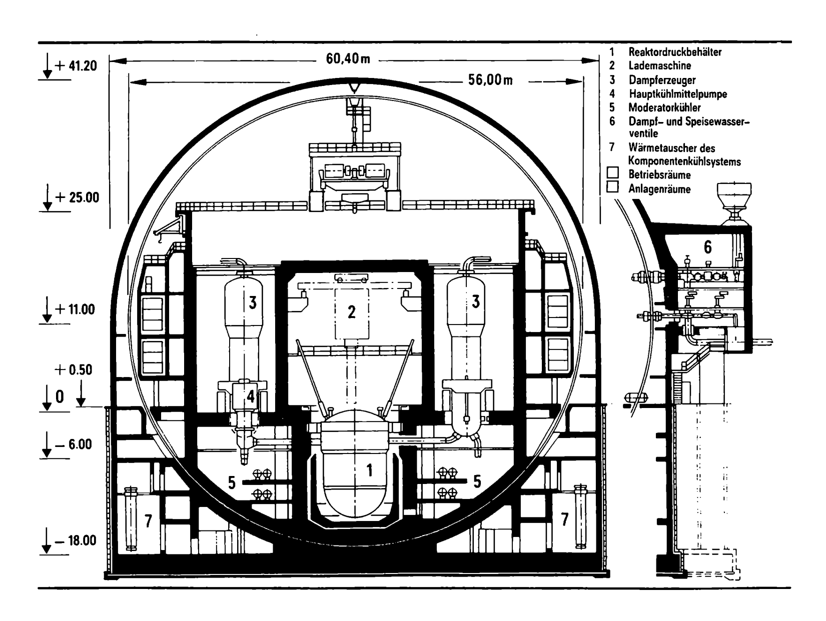


Abb. 26: Schnitt durch das Reaktorgebäude eines Kernkraftwerks mit Schwerwasserreaktor

schungszentrum Karlsruhe gebaut worden (57 MW_e, Inbetriebnahme 1966, Stillegung 1984) und zweimal nach Argentinien exportiert worden:

Atucha 1	367 MW_e	Inbetriebnahme 1974
Atucha 2	745 MW_e	im Bau.

2.4 Fortgeschrittene Reaktortypen

Die Leichtwasserreaktoren (LWR), die den heutigen Stand der Kerntechnik charakterisieren, unterliegen zwei wesentlichen Beschränkungen:

Grenzen der LWR-Technik

Einmal kann mit der LWR-Technik im wesentlichen nur das Uranisotop U 235 zur Energieerzeugung genutzt werden. U 235 ist aber nur zu 0,7 % im Natururan enthalten. Das wesentlich häufiger vorkommende U 238 (es macht 99,3 % des Natururans aus) kann im LWR nur unvollkommen genutzt werden.

Die LWR-Technik erlaubt zum anderen nur das Erzeugen von Sattdampf bei maximal rd. 350 °C. Dieser Dampf kann zwar mit entsprechend konstruierten Turbinen zur Elektrizitätserzeugung genutzt werden; Wärme höherer Temperatur, z.B. für Kohlevergasung, für chemische Prozesse

etc., kann jedoch von der LWR-Kerntechnik nicht geliefert werden. Die fortgeschrittenen Reaktortypen sollen diese Begrenzungen überwinden: Schnelle Brutreaktoren können auch das Uranisotop U 238 zur Energieerzeugung nutzen, Hochtemperaturreaktoren können Wärme von bis zu rd. 1000 ^{o}C erzeugen und dadurch den Wärmemarkt in diesem Temperaturbereich der Kerntechnik zugänglich machen.

2.4.1 Schneller Brutreaktor

In den Leichtwasserreaktoren laufen neben den Prozessen der U-235-Kernspaltung auch Neutroneneinfangprozesse im U 238 ab.

$$n + U\,238 \quad \rightarrow \quad U\,239$$

Das dabei gebildete U 239 ist nicht stabil, sondern geht durch β-Zerfall zunächst in Np 239 und dieses durch einen weiteren β-Zerfall in Pu 239 über. Wegen seiner langen Halbwertszeit von rd. 24000 Jahren kann Pu 239 reaktorphysikalisch als stabiles Nuklid angesehen werden. Dieses Plutonium, das sich erst im Neutronenfluß des Reaktors gebildet hat, kann aufgrund seines Wirkungsquerschnitts für Kernspaltung

$$\sigma_{fiss}\ (\text{Pu } 239, E \approx 0{,}025 \text{ eV}) = 742 \text{ barn}$$

Konversion und Brüten

im Reaktor wieder gespalten werden und dadurch Energie erzeugen. Auf diesem Wege wird in den Leichtwasserreaktoren heutiger Technik bereits ca. ein Drittel der gesamten Energie erzeugt. Die Erzeugung von neuem spaltbaren Material (Pu 239) aus nicht-spaltbarem U 238 (sogenanntem Brutmaterial) in den Leichtwasserreaktoren wird als Konversion bezeichnet. Aufgrund dieser Konversion tritt in jedem Reaktor neben den Verbrauch von spaltbarem Material eine gleichzeitige Erzeugung. Bezogen auf eine Stromerzeugung von 1 $MW_e \cdot a$ (d.h. jährlich pro Leistung von 1 MW_e) verbraucht ein Leichtwasserreaktor rund 1 kg U 235 durch Spaltung, erzeugt aber gleichzeitig rund 220 g spaltbares Plutonium (also Pu 239 und Pu 241), das jedoch erst nach einer chemischen Wiederaufarbeitung des Brennstoffs verfügbar ist.

In den "schnellen Brutreaktoren" kann dieser Prozeß der Erzeugung von Plutonium so gesteigert werden, daß neben der Energieerzeugung mehr neues spaltbares Material erzeugt wird, als zum Betrieb des Reaktors verbraucht wird. Dies wird als "Brüten" bezeichnet. Der Brutreaktor produziert also Energie und zusätzlich den Energieträger Pu 239. Energiewirtschaftlich bedeutet dies, daß z.B. die geringen bekannten Uranvorkommen der Bundesrepublik Deutschland bei der Nutzung im Brutreaktor einen Energiegehalt darstellen, der größer ist als der der deutschen Steinkohlereserven. Realistisch gesehen würde zunächst das bereits in der Bundesrepublik lagernde abgereicherte Uran, das bei der Urananrei-

cherung für Leichtwasserreaktoren in großen Mengen als Abfall übrig bleibt, zur Nutzung in Brutreaktoren verwendet werden. So kann die Kernenergie durch Brutreaktoren zur heimischen Energiequelle werden. Diese Aussicht auf weitgehende Unabhängigkeit von der Zufuhr von Primärenergieträgern ist ein wesentlicher Anreiz zur Entwicklung von Brutreaktorkraftwerken in den Industriestaaten.

Neutronenausbeute

Die physikalische Erklärung für den Brutvorgang liefert der Verlauf von η, der sogenannten Neutronenausbeute, als Funktion der Neutronenenergie. Die Neutronenausbeute

$$\eta = \nu \frac{\Sigma_{fiss}}{\Sigma_{abs}} \qquad (\Sigma_{abs} = \Sigma_{fiss} + \Sigma_c)$$

gibt an, wieviel Sekundärneutronen infolge Kernspaltung pro Neutronenabsorption im Kernbrennstoff freigesetzt werden. Nimmt η Werte größer als 2 an, so ist Brüten möglich. Ein Neutron wird zum Aufrechterhalten der Kettenreaktion benötigt, mindestens ein weiteres Neutron ist notwendig, um aus U 238 einen neuen Spaltstoffkern zu erzeugen, der den gerade gespaltenen Kern ersetzt. Der verbleibende Überschuß

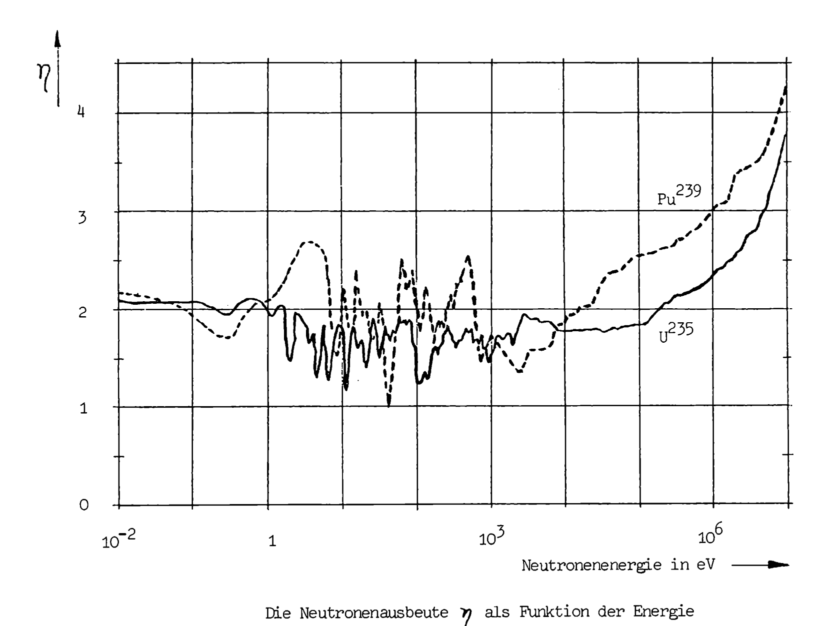


Abb. 27: Verlauf der Neutronenausbeute η als Funktion der Neutronenenergie in eV.

η - 2 an Neutronen steht dann zur Verfügung, um unvermeidliche Neutronenverluste zu decken und um neuen zusätzlichen Spaltstoff zu erbrüten. Der Verlauf des Wertes von η als Funktion der Neutronenenergie E zeigt, daß für Pu 239 $\eta > 2$ für Neutronenenergien $E > 10000$ eV erreicht wird. Mit einem Reaktor, der Plutonium als Spaltstoff verwendet und in dem die Neutronen zu einem wesentlichen Anteil Energien über 10 keV besitzen, muß die Bruteigenschaft erreichbar sein.

Damit die Neutronen hochenergetisch ("schnell") bleiben, darf der Reaktor kein Moderatormaterial enthalten. Das Kühlmittel darf ebenfalls keine stark moderierenden Eigenschaften aufweisen. Damit scheidet Wasser, das Neutronen abbremst, als Kühlmittel aus. In Frage kommen Gase, Flüssigmetalle, evtl. Heißdampf. Aus mehreren Gründen verwenden alle bisher gebauten oder geplanten Brüterkraftwerke (abgesehen von vier frühen experimentellen Anordnungen) Natrium als Kühlmittel.

Kühlmittel Natrium

Natrium schmilzt bei 98 °C, siedet unter normalem Druck bei 881 °C und verhält sich im Zwischenbereich physikalisch ähnlich wie Wasser. Es zeigt jedoch weitaus bessere Wärmeleitfähigkeit als Wasser und absorbiert nur schwach Neutronen. Es ist in großen Mengen industriell verfügbar. Bei Betriebstemperaturen von 400 - 550 °C, die weit unterhalb der Siedetemperatur liegen, ist der Kühlkreislauf nahezu drucklos. Nur ein niedriger Druck von rd. 1 MPa (10 bar) ist zum Kühlmittelumlauf beim Leistungsbetrieb notwendig.

Bei Umgebungstemperatur ist Natrium fest. Das erleichtert seine Lagerung und seinen Transport sowie die Wartung und Reparatur von Kühlkreisläufen. Andererseits müssen alle natriumführenden Komponenten beheizbar sein, um unerwünschte Erstarrung zu vermeiden. Infolge seiner elektrischen Leitfähigkeit können Füllstands- und Durchflußmessungen sowie Leckdetektion leicht durchgeführt werden.

Natrium ist chemisch aktiv und reagiert mit Wasser und Luft, es muß daher in der Anlage unter einer Schutzgasatmosphäre (Argon, evtl. Helium) gehalten werden. Im Neutronenfluß des Reaktors wird Natrium aktiviert (Halbwertszeit von Na 22 rd. 2,6 a). Wichtigste Konsequenz der Reaktionsfreudigkeit des Natriums ist die Verwendung eines zusätzlichen Wärmeübertragungskreises, der zwischen den Primärkreis und den Wasser-Dampf-Kreis mit der Turbine eingepaßt wird.

Primärkreislauf Zwischenkreislauf Turbinenkreislauf

Im Kernkraftwerk mit natriumgekühltem schnellen Brutreaktor wird also der Reaktorkern durch einen primären Natriumkreislauf gekühlt. In einem Zwischenwärmetauscher wird die Wärmeenergie an einen zweiten Natriumkreislauf übertragen. Der Zwischenwärmetauscher trennt das radioaktive Primärnatrium vom nicht-aktiven sekundären Natriumkreislauf. Mit einem Verdampfer und einem Überhitzer ist dieser zweite, inaktive Natriumkreislauf an den Wasser-Dampf-Kreislauf gekoppelt, der die Turbinen antreibt. Bei eventuellen Undichtigkeiten in

den Dampferzeugern kann hier nur inaktives Sekundärnatrium mit Wasser oder Dampf reagieren.

Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

Um diese Technik des Kühlens mit Natrium und des Brütens zu erproben, ist auf dem Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe die "kompakte natriumgekühlte Kernreaktoranlage" (KNK) errichtet worden. Dieses Versuchskernkraftwerk mit einer Leistung von 21 MW_e (thermische Leistung 58 MW_{th}) soll Bau- und Betriebserfahrungen erbringen, die dann beim Bau des SNR-300 verwertet werden können, und

Tabelle 6:

Daten der kompakten natriumgekühlten Reaktoranlage Karlsruhe (KNK-II)

Leistungswerte		
Thermische Reaktorleistung	MWth	58
Elektrische Leistung	MW_e	20
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente		
in der inneren Zone (Testzone Pu/U)		7
in der äußeren Zone (Treiberzone U)		22
Anzahl der Brutelemente (Uran)		5
Anzahl der Reflektorelemente		
in der Innenreihe (Stahl)		19
in der Außenreihe (Stahl/ZrH_x)		30
Stäbe der 1. Abschalteinrichtung		5
Stäbe der 2. Abschalteinrichtung		3
Brennstoffeinsatz		
in der Testzone (PuO_2/UO_2)	kg	168
- davon spaltbares Pu	kg	38
in der Treiberzone (UO_2)	kg	560
Wärmeübertragung		
Natrium-Primärkreislauf		
Anzahl der Kreisläufe		2
Durchflußmenge je Kreislauf	t/h	498
Reaktoreintrittstemperatur	°C	328 bis 360
Kühlmittelaufheizspanne	°C	151 bis 169
Natrium-Sekundärkreislauf		
Anzahl der Kreisläufe		2
Durchflußmenge je Kreislauf	t/h	451
Eintritts-/Austrittstemperatur am Zwischenwärmetauscher	°C	322/504
Wasser-Dampf-Kreislauf		
Frischdampfdruck	MPa	8
Frischdampftemperatur	°C	485

ist Bestrahlungseinrichtung für Brüterbrennstoff unter echten Betriebsbedingungen.

KNK-I

Dieses Ziel wurde in zwei Stufen angegangen. Zunächst wurde in der KNK-Anlage nur die Technik der Natriumkühlung untersucht. Ein Reaktorkern, der Zirkonhydrid als Moderator enthielt, also mit thermischen Neutronen betrieben wurde, war die nukleare Wärmequelle dieser als KNK-I bezeichneten Anlage, die im August 1971 den Betrieb aufnahm. Erst nach Vorliegen ausreichender Betriebserfahrung ist von 1974 bis 1977 die Anlage umgebaut worden und der Reaktorkern gegen einen "schnellen Reaktor", d.h. einen Reaktorkern, der mit ungebremsten, nicht-moderierten schnellen Neutronen arbeitet, ausgetauscht worden. Diese als KNK-II bezeichnete Anlage hat im Oktober 1977 den Betrieb aufgenommen.



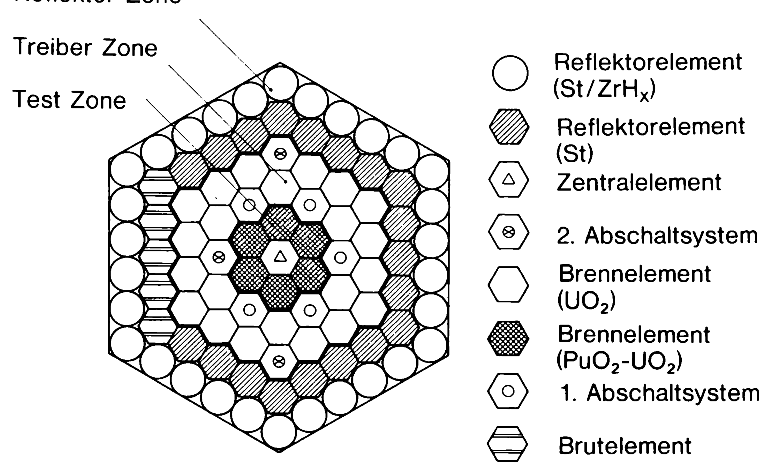


Abb. 28: Querschnitt vom Reaktorkern der KNK-2-Anlage mit Darstellung der Anordnung der verschiedenen Kernelemente

KNK-II

Der KNK-II-Reaktorkern besteht aus einer zentralen Testzone mit sieben Plutonium-Uran-Testelementen. Sie enthalten 38 kg spaltbares Plutonium und sind umgeben von 22 Treiberelementen, die zum Aufrechterhalten der Kettenreaktion notwendig sind. Diese Treiberelemente enthalten 560 kg Urandioxid. Der Reaktorkern hat einen sechseckigen Querschnitt; an einer Seite ist er durch eine Reihe von fünf uranhaltigen Brutelementen begrenzt, im übrigen von zwei Reihen von Reflektorelementen umgeben. Die innere Reihe besteht aus 19 Elementen aus Stahl, die äußere Reihe ist aus 30 Elementen aufgebaut, die Stahl und moderierendes Zirkonhydrid enthalten.

Die Ziele der Versuchsprogramme, die mit der KNK-II-Anlage durchgeführt werden, lassen sich in drei Bereiche unterteilen:

- Bestrahlung von Brennelement-, Absorber- und Strukturmaterialien
- Erprobung von Reaktor- und Sicherheitsinstrumentierung
- Betriebstechnische Versuche

Die Ergebnisse dieser Versuchsprogramme bilden eine wichtige Erfahrungsbasis für den Betrieb des Prototypkernkraftwerks SNR-300.

Tabelle 7:

Daten des Kernkraftwerks Kalkar SNR-300 mit schnellem Brutreaktor

Leistungswerte		
Thermische Reaktorleistung	MWth	762
Elektrische Nettoleistung	MW_e	295
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente innere Zone/äußere Zone		115 / 90
Anzahl der Brennstäbe im BE		166
Brennstabdurchmesser	mm	6
Aktive Kernhöhe	mm	950
Brennstoffeinsatz (im Erstkern)	kg Pu_{fiss}	1150
Anreicherung (im Erstkern)	%	24 / 33
Brutmantel		
Anzahl der Brutelemente		96
Anzahl der Stäbe im BE		61
Brutstabdurchmesser	mm	11,6
Wärmeübertragung		
Natrium-Primärkreislauf		
Anzahl der Stränge		3
Massenstrom je Strang	kg/s	1184
Eintritts-/Austrittsdruck	MPa	0,93 / 0,13
Eintritts-/Austrittstemperatur	°C	377 / 546
Natrium-Sekundärkreislauf		
Anzahl der Stränge		3
Massenstrom je Strang	kg/s	1088
Eintritts-/Austrittsdruck	MPa	1,36 / 1,02
Eintritts-/Austrittstemperatur	°C	335 / 520
Wasser-Dampf-Kreislauf		
Frischdampfdruck	MPa	16,0
Frischdampftemperatur	°C	495

Zur Beschreibung der einzelnen Komponenten eines Kernkraftwerks mit schnellem Brutreaktor werden die Daten dieser 300-MW_e-Prototypanlage SNR-300, die seit 1973 unter belgischer und niederländischer Beteiligung in Kalkar am Niederrhein gebaut wird, verwendet.

Schneller Natrium-gekühlter Brutreaktor (SNR-300)

Wärmequelle ist der Reaktorkern, der aus 205 Brennelementen und 96 Brutelementen aufgebaut ist. Die Elemente besitzen einen sechseckigen Querschnitt. 186 Reflektorelemente umgeben den Reaktorkern. Alle Elemente werden im Kernverband durch eine Kernhalterung fixiert. Der Abstand zwischen den Kernelementen wird durch äußere Verstärkungen der Brennelementhüllkästen definiert.

Das einzelne Brennelement des Erstkerns besteht aus einem sechseckigen Rohr, dem Hüllkasten, in dem 166 Brennstäbe und drei Strukturstäbe untergebracht sind, einem Kopfteil zur Handhabung durch die Brennelementwechselmaschine und einem Fuß zur Fixierung in der unteren Gitterplatte. Die Brennstäbe besitzen einen Durchmesser von 6 mm. Sie bestehen aus dünnwandigen Stahlhüllrohren, die gesinterte Brennstoff-Tabletten enthalten. Der obere Teil der Tablettensäule, 400 mm hoch, besteht aus UO_2-Tabletten, die als oberer Brutmantel dienen. Danach folgt eine 950 mm hohe Säule aus UO_2-PuO_2-Tabletten, die die eigentliche Spaltzone des Reaktorkerns bildet und darunter nochmals eine 400 mm hohe Säule aus UO_2-Tabletten. Sie dient als unterer axialer Brutmantel. Darunter folgt ein Spaltgassammelraum. Der Brennstab besitzt eine Gesamtlänge von rd. 2,5 m. 14 Abstandshalter fixieren die Brennstäbe im Brennelement.

Die Brutelemente weisen einen ähnlichen Aufbau auf; jedoch werden hier nur 61 Brutstäbe mit fast doppeltem Durchmesser ($\phi = 11{,}6$ mm) in

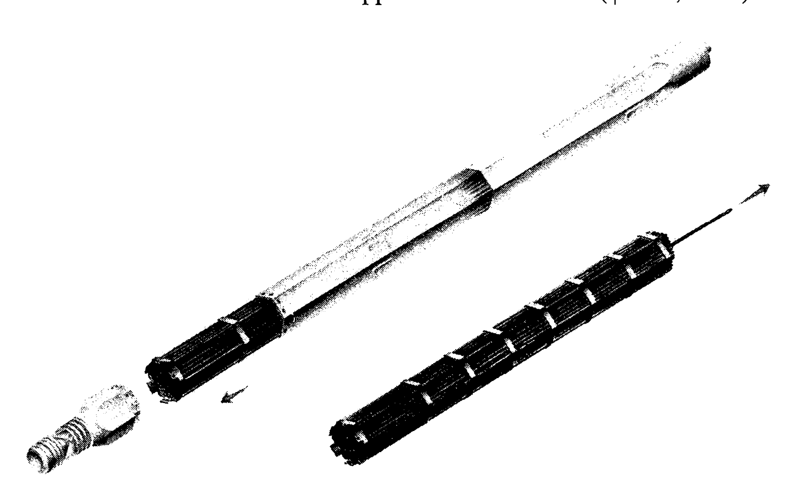


Abb. 29: Brennelement des KNK. Man erkennt, wie das Brennelement zur Wiederaufarbeitung in einzelne Brennstäbe zerlegt werden kann.

einem Element untergebracht. Sie umgeben die Brennelemente und wirken als radialer Brutmantel.

Die außen stehenden Reflektorelemente schließlich, die den radialen Brutmantel umgeben, enthalten weder Spalt- noch Brutstoff, sondern lediglich Stahl als Neutronenstreumedium.

Zur Steuerung und sicheren Abschaltung der Kettenreaktion sind zwei voneinander unabhängige Systeme vorgesehen. Das erste System besteht aus neun Regeltrimmelementen. Absorberstäbe, die neutronenabsorbierendes B_4C enthalten, werden von oben in die Spaltzone des Kerns hinein fallengelassen, bzw. hineingeschoben. Das zweite System besteht aus nur drei Absorberelementen. Sie bestehen aus gelenkig miteinander verbundenen Gliedern, die sich beim Normalbetrieb unterhalb der Spaltzone befinden und im Bedarfsfall über vorgespannte Federn von unten auch in einen stark verformten Kern hineingezogen werden können. Beide Systeme können unabhängig voneinander den Reaktor sicher abstellen. Zwei Bauweisen des Primärkreises eines natriumgekühlten schnellen Reaktors stehen sich gegenüber:

Loop-Bauweise

Pool-Bauweise

In Deutschland, USA und Japan wird die sogenannte Loop-Bauweise angewendet, bei der Reaktortank, Pumpen und Wärmetauscher getrennt angeordnet sind und durch Rohrleitungen miteinander verbunden sind. Bei der Pool-Bauweise, z.B. der französischen Kraftwerke Phénix und Super Phénix, werden alle Komponenten des Primärkreises gemeinsam in einem großen, mit Natrium gefüllten Tank untergebracht. Die vier Primärpumpen des Super Phénix drücken das kalte (395° C) Natrium in eine Verteilerkammer unterhalb der Brennelemente. Das Natrium durchströmt die Brennelemente von unten nach oben, erwärmt sich dabei auf 545° C und tritt in ein oberes heißes Plenum ein. Ohne durch Rohrleitungen geführt zu werden, kann das heiße Natrium in die acht Zwischenwärmetauscher eintreten, wo es seine Wärme an die sekundären Natriumkreisläufe abgibt. Das abgekühlte Natrium gelangt dann in ein unteres kaltes Plenum, aus dem die Primärpumpen das Natrium ansaugen und wieder der Verteilerkammer zuleiten.

Bei der Loop-Bauweise des SNR-300 ist nur der Reaktorkern mit Halterung und Gitterplatte im doppelwandigen Reaktortank angeordnet. Nach oben ist der Tank durch den Drehdeckel, ein System von drei exzentrisch angeordneten drehbaren Deckeln, verschlossen. Mit diesem System kann eine Umsetzmaschine über jede Kernelementposition gefahren werden, um Kernelemente auszuwechseln, ohne daß ein Abnehmen der Deckel erforderlich wird. Der Deckel trägt die Regelstäbe und ihre Antriebe sowie die Kerninstrumentierung und übernimmt die Strahlenabschirmung nach oben.

Der Reaktorkern wird zur Kühlung von rd. 1200 kg Natrium pro Sekunde durchströmt, das sich dabei um etwa 170° C auf rd. 550° C aufheizt. Das heiße Natrium wird von den drei Primärpumpen den Zwischenwärme-

tauschern zugeleitet; von dort fließt das kalte (380° C) Natrium wieder in den Reaktortank zurück. Die drei parallelen sekundären Natriumkreisläufe stehen unter höherem Druck als der Primärkreislauf. So kann bei Leckagen kein aktiviertes Natrium aus dem primären in den sekundären Kreislauf gelangen.

Die drei sekundären Natriumkreisläufe geben über Überhitzer und Verdampfer die Wärme an den Wasser-Dampf-Kreislauf ab. Dieser ist im Prinzip ebenso wie bei anderen Kernkraftwerken aufgebaut, entspricht aber, abweichend vom LWR, in seinem Temperaturniveau weitgehend dem Dampfkraftteil konventioneller, mit fossilen Brennstoffen beheizter Dampfkraftwerke. Es wird Frischdampf von 16,5 MPa (165 bar) und 495° C erzeugt. Um zusätzliche Kontaktmöglichkeiten von Natrium und

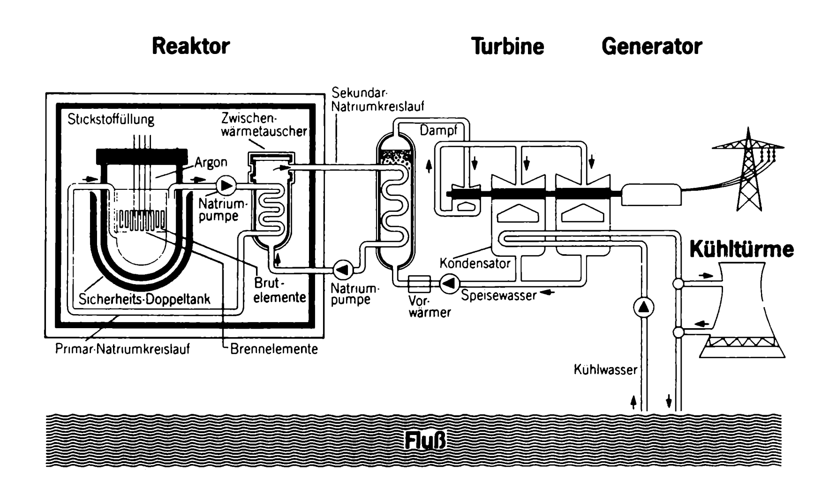


Abb. 30: Funktionsschema eines Kernkraftwerks mit schnellem Brutreaktor in Loop-Bauweise.

Dampf zu vermeiden, erfolgt keine Zwischenüberhitzung mit Natrium. Statt dessen wird vor der Niederdruckturbine eine Zwischenüberhitzung mit Abdampf aus der Hochdruckturbine vorgenommen. Damit im Falle eines Dampferzeugerrohrbruchs die Natrium-Wasser-Reaktion begrenzt werden kann, sind vor dem Eintritt in Verdampfer und Überhitzer schnellschließende Armaturen vorgesehen sowie Rückschlagklappen in den Austrittsleitungen der Dampferzeuger und in den Frischdampfleitungen.

Weltweite Entwicklung

Der hier beschriebene SNR-300, dessen Bau 1973 in Kalkar begonnen wurde, fügt sich ein in eine Reihe von Anlagen, die die internationale Entwicklung der Brütertechnik widerspiegeln. In der Sowjetunion,

Tabelle 8:

Schnelle natriumgekühlte Brutreaktoren der Welt

Reaktor	Land	Betriebs-beginn/ -ende	Therm. Leistung, MW_{th}	Elektr. Leist., MW_e
Versuchsreaktoren				
EBR-I	USA	1951 / 1963	1,2	0,2
BR-1	UdSSR	1955 / 1956	0	---
BR-2	UdSSR	1956 / 1958	0,1	---
BR-5	UdSSR	1958 / 1971	5	---
DFR	Großbritann.	1962 / 1977	60	15
Enrico Fermi	USA	1963 / 1971	200	66
EBR-II	USA	1965	62,5	20
Rhapsodie	Frankreich	1967	20 (ab 1970 40)	---
BOR-60	UdSSR	1968	60	12
SEFOR	USA	1969 / 1972	20	---
BR-10	UdSSR	1973	10	---
KNK-II	BRD	1977	58	21
JOYO	Japan	1978	100	---
FFTF	USA	1980	400	---
FBTR	Indien	im Bau	42,5	12,5
PEC	Italien	1985	116	---
Prototyp-Kernkraftwerk				
BN-350	UdSSR	1973	1000	150*
Phénix	Frankreich	1974	563	250
PFR	Großbritann.	1974	600	254
KKW Kalkar (SNR-300)	DeBeNe	ab 1989	760	327
MONJU	Japan	im Bau	715	300
FBR-500	Indien	Studien	1250	500
Demonstrations-Kraftwerke				
BN-600	UdSSR	1980	1470	600
Superphénix I	Frankr., Ital. DeBeNe	1985	3000	1240
Superphénix II	Frankreich	Vorplanung	4000	1500
BN-1600	UdSSR	Planung	4200	1600
CDFR	Großbritann.	Vorplanung	3300	1300
SBR-2	DeBeNe, Frankr., Ital.	Vorplanung	3750	1300
LDP	USA	Studien	2600	1000

* zuzüglich Meerwasserentsalzung (120.000 t/Tag)

Großbritannien und Frankreich erzeugen Prototypanlagen dieser Größenordnung, aber etwas anderer Bauart bereits seit einigen Jahren Energie. Ein Brüterkraftwerk mit 600 MW_e speist in der UdSSR seit 1980 Strom ins Netz, in Frankreich ist 1985 das Demonstrations-Brüterkernkraftwerk Super Phénix mit 1200 MW_e in Betrieb genommen worden. Eine Zusammenstellung der schnellen Brüter im internationalen Vergleich zeigt Tabelle 8.

Sicherheitsaspekte des Brutreaktors

Der große Abstand der Betriebs- von der Siedetemperatur des Natriums ermöglicht es, im Primär- und Sekundärkreislauf mit geringen Druckwerten auszukommen. Das vereinfacht die Sicherheitsvorkehrungen. Um im Falle eines Bruchs im Primärsystem die Kühlung des Reaktorkerns sicherstellen zu können, wurden folgende Konstruktionsmerkmale eingehalten:

- Der Reaktortank hat keine Rohrstutzen unterhalb des Natriumspiegels
- Der Reaktortank ist vollständig von einem Doppeltank umgeben
- Alle Teile des Primärkreises sind entweder oberhalb des Notspiegels angeordnet oder von Strukturen umgeben, die ein Leck begrenzen
- Leckageüberwachungen schalten Pumpen ab, um Kühlmittelauswurf zu vermeiden

Ein besonderes Notkühlsystem ist vorgesehen, dessen Kapazität das Doppelte der normalen Nachwärme abführen kann: Sollte die gesamte Nachwärmeabfuhr über die Hauptkreisläufe ausfallen, kann die Nachwärme über sechs Tauchkühler im Reaktortank abgeführt werden. Diese Tauchkühler sind an Natriumkreisläufe angeschlossen, die die Nachwärme an Luftkühler abgeben. Da das Natrium der Notkühlkreisläufe aktiviert sein kann, sind die Natriumrohre in den Luftkühlern in einem zweiten Rohr geführt. Im Ringspalt zwischen den Rohren ist nichtaktives Natrium als Wärmeübertrager enthalten. Da das Nachwärmeabfuhrsystem eines Brüters durch Naturumlauf des Natriums passiv ist, d.h. ohne Einschalten von Pumpen usw. wirksam werden kann, liegt darin ein besonderes inhärentes Sicherheitsmerkmal.

Bethe-Tait-Störfall

Zu den Störfallbetrachtungen, die schon von der LWR-Technik her geläufig sind, tritt beim Brüter ein neuer Typ von Störfall hinzu. Beim sogenannten "Bethe-Tait-Störfall" wird zunächst eine Störung der Kühlung (ein Kühlmitteldurchsatzstörfall) bei gleichzeitigem Ausfall beider Abschaltsysteme postuliert. Es wird angenommen, daß als Folge davon einige Brennstäbe versagen und der Brennstoff schmilzt.

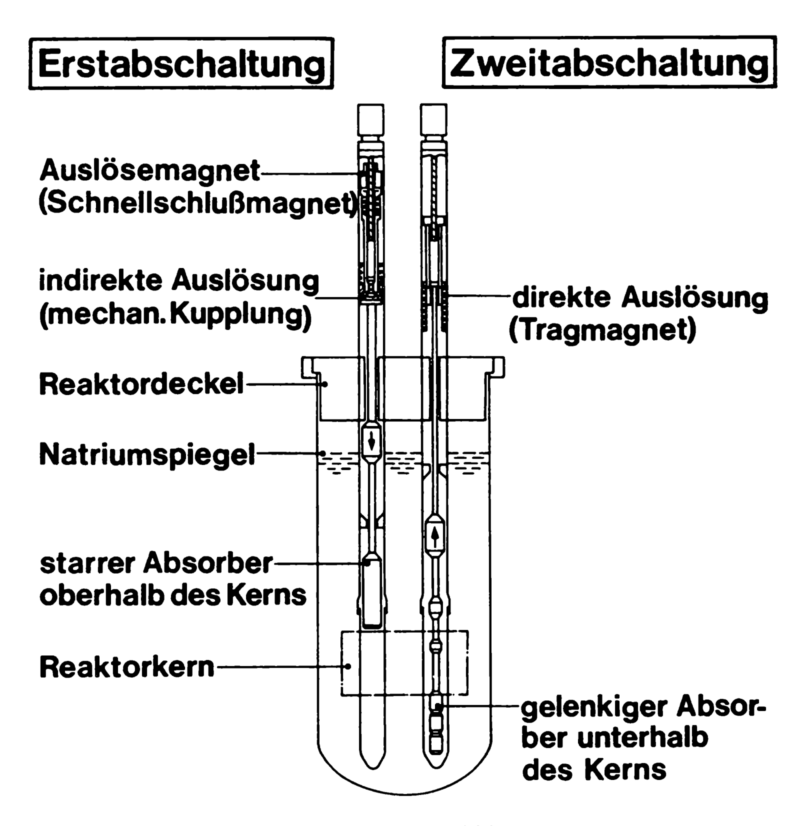


Abb. 31: Die Abschaltsysteme des SNR-300

Während das beim LWR immer zum sofortigen Abreißen der Kettenreaktion führt, können sich beim Brüter aus dem geschmolzenen Brennstoff durch Zusammenfließen kritische Massen bilden, die dann zu einer erneuten Energiefreisetzung führen. Aus diesem Grund wird beim Brutreaktor zusätzlich gefordert, daß solche hypothetischen Störfälle nicht zur Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen dürfen. Der doppelte Reaktortank muß vielmehr die bei diesen Störfällen maximal auftretende mechanische Energie, die für den SNR-300 auf weniger als 370 MJ abgeschätzt wird, aufnehmen können.

Unterhalb des doppelten Reaktortanks ist beim SNR-300 eine Brennstoffverteil- und Brennstoffauffangeinrichtung angeordnet. Diese Einrichtung ("Core Catcher") soll im Fall des Durchschmelzens von Kernbrennstoff durch die Tankwände die Brennstoffschmelze auffangen und verteilen. Ein zusätzliches Bodenkühlsystem ist zur Abkühlung der aufgefangenen Kernschmelze vorgesehen.

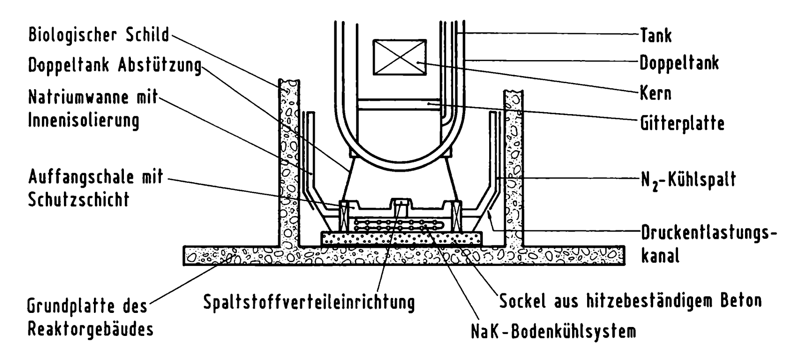


Abb. 32: Die Brennstoffauffangvorrichtung des SNR-300.

2.4.2 Hochtemperaturreaktor

Kernenergie für Prozeßwärme

Die zweite große Entwicklungslinie in der Kerntechnik zielt darauf , Kernenergie auch für andere Zwecke als zur Stromerzeugung einzusetzen. Diese Erweiterung der Nutzung der Kernenergie setzt voraus, daß gewisse Temperaturgrenzen überwunden werden. Langfristig ist es von großem Interesse, Kernenergie als Wärme höherer Temperatur nutzen zu können: Der thermische Wirkungsgrad für jede Art von Energieumwandlung steigt mit der Temperatur, Umweltbelastungen durch Abwärme können verringert werden, Wärme hoher Temperatur könnte unmittelbar als Prozeßwärme in der chemischen Verfahrenstechnik genutzt werden, Kernenergie könnte zur Kohlevergasung, zur Eisenerzerzeugung und anderen Hochtemperaturanwendungen eingesetzt werden.

Diese Fülle von Möglichkeiten ist ein starker Anreiz zum Übergang zu höheren Temperaturen, als sie die LWR-Technik liefert. Der angestrebte Temperaturbereich von rd. 1000 °C und mehr erlaubt jedoch nicht mehr das Verwenden von metallischen Materialien, sondern erfordert den Übergang zu hochtemperaturfesten Werkstoffen. Wegen seiner günstigen Eigenschaften in mechanischer, neutronenphysikalischer und thermischer Hinsicht wird in der Reaktortechnik insbesondere Graphit eingesetzt. Als Konstruktionswerkstoff, der gleichzeitig moderierend für Neutronen wirkt, wurde Graphit schon beim ersten Reaktor der Welt (CP-1, 1942 in Chikago) verwendet. Sein Einsatz als Hüllwerkstoff für den Brennstoff kam mit der Entwicklung der beschichteten Teilchen ("coated particles") dazu. Der Kernbrennstoff (er kann als UC oder als UO_2 eventuell vermischt mit ThO_2 vorliegen) wird zunächst in sehr kleine Mengen aufgeteilt, d.h. zu Kernen mit einem Durchmesser von 0,5 - 0,7 mm geformt. Diese kleinen Kerne gewährleisten ein großes Verhältnis von Oberfläche zu Volumen, was sich günstig auf den Wärmetransport vom Brennstoff zum Kühlmedium auswirkt. Sie werden an-

"coated particles" Beschichtete Teilchen

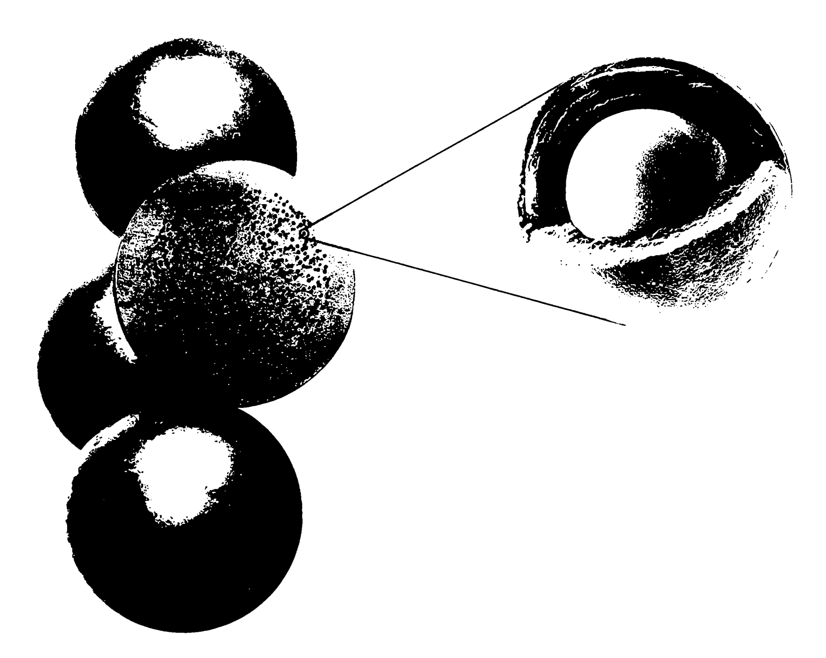


Abb. 33: Das Brennelement des Hochtemperaturreaktors vom Kugelhaufentyp mit der Vergrößerung eines beschichteten Teilchens, die die Struktur der Schichten zeigt.

schließend mit mehreren Schichten aus Graphit, eventuell auch aus Siliziumkarbid überzogen. Es handelt sich dabei um sogenannten pyrolytischen Graphit, der durch thermische Zersetzung von Kohlenwasserstoffen gewonnen wird. Durch geeignete Prozeßführung bei der Pyrolyse können die Eigenschaften der Graphitschichten, die sich auf den Kernen abscheiden, verändert werden. Den Kern umgibt zunächst eine poröse Graphitschicht, die Spaltprodukte, die sich bei der Urankernspaltung bilden, gut aufnehmen kann. Eine Zwischenschicht bildet den Übergang zur harten, hochdichten äußeren Graphitschicht. Dieser Schichtaufbau widersteht dem Innendruck, der sich während der Bestrahlung im Reaktor aufbaut, und verhindert das Austreten der radioaktiven Spaltprodukte. Diese beschichteten Brennstoffteilchen werden auch "coated particles" genannt. Als Kühlmedium verwenden die Hochtemperaturreaktoren Heliumgas. Als Edelgas ist es chemisch neutral, thermisch stabil und besitzt eine Wärmeleitfähigkeit, die deutlich größer ist als die des CO_2.
Technisch wurden zwei Formen der Hochtemperaturreaktoren (HTR) entwickelt: der HTR mit prismatischen Brennelementen und der HTR vom Kugelhaufentyp.

Der Reaktorkern des in den USA entwickelten HTR ist aus sechseckigen Graphitsäulen aufgebaut, die Bohrungen für das Kühlgas Helium

aufweisen und in geeignetem Abstand weitere Bohrungen besitzen, die den Brennstoff in Form von Graphitstäbchen mit "coated particles" aufnehmen. In der Bundesrepublik Deutschland wurde der Hochtemperaturreaktor als Kugelhaufenreaktor von BBC Brown Boveri AG zusammen mit der Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH (HRB) unter maßgeblicher Mitwirkung der Kernforschungsanlage Jülich entwickelt und gebaut. Der Reaktorkern des Kugelhaufenreaktors ist eine lose Kugelschüttung. Graphitkugeln mit einem Durchmesser von 6 cm bilden die Brennelemente dieses Reaktortyps. Sie enthalten im Inneren einige tausend "coated particles" in einer Graphitmatrix. Das Kühlgas Helium wird durch den Kugelhaufen hindurchgedrückt, wobei es die Wärme von den heißen Brennstoffkugeln aufnimmt und sich erwärmt.

Kugelhaufenreaktor

Seit 1967 ist auf dem Gelände der Kernforschungsanlage Jülich das AVR-Versuchskraftwerk mit 13 MW elektrischer Leistung in Betrieb. Es demonstriert die hohe Verfügbarkeit des Kugelhaufenreaktors und zeigt, daß Kühlmitteltemperaturen von 950 °C mit diesem Konzept durchaus erreichbar sind.

Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR)

Tabelle 9:

Daten der AVR-Anlage

Leistungswerte		
Thermische Reaktorleistung	MWth	46
Elektrische Nettoleistung	MW_e	13
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelemente		92 000
Kernhöhe/-durchmesser	m	2,8/3
Zahl der Absorberstäbe (im Reflektor)		4
Brennelemente		
Kugeldurchmesser	cm	6
Brennstoff	U und Th in oxidischer oder karbidischer Form als beschichtete Teilchen	
Wärmeübertragung		
Helium-Primärkreislauf		
Anzahl der Gebläse		2
Kerneintritts-/austrittstemperatur	°C	275/950
Heliumdruck	MPa	1,08
Heliumdurchsatz	kg/s	13
Wasser-Dampf-Kreislauf		
Frischdampfdruck	MPa	7,2
Frischdampftemperatur	°C	500

Der AVR-Reaktor besitzt einen Reaktorkern von 2,8 m Höhe und 3 m Durchmesser und wird aus einer losen Schüttung von ca. 92000 kugelförmigen Brennelementen gebildet. Diese Kugelschüttung liefert eine thermische Leistung von 46 MW, was einer mittleren Leistungsdichte von 2,6 kW/l entspricht. Zur Kühlung wird Heliumgas unter einem Druck von 1,08 MPa (10,8 bar) verwendet, das mit einer Temperatur von 275 °C von zwei Radialgebläsen in den Kugelhaufen hineingedrückt wird. Es durchströmt den Kugelhaufen von unten nach oben, kühlt dabei die Brennelementkugeln, wobei es sich auf 950 °C erwärmt. Danach strömt das Helium durch Schlitze in der Decke des Reaktorkerns und gibt seine Wärme in einem Dampferzeuger, der oberhalb des Reaktorkerns angeordnet ist, an einen Wasser-Dampf-Kreislauf ab. Das im Dampferzeuger auf 155 °C abgekühlte Helium wird an der Außenseite der Reaktorschalung nach unten geleitet, wo es die Gebläse erreicht, die unterhalb des Reaktorkerns angeordnet sind. Von den Gebläsen wird das Heliumgas mit einem Durchsatz von 13 kg/s wieder in den Reaktorkern eingespeist. Die Kugelschüttung wird von einem Behälter aus Graphitblöcken aufgenommen, der gleichzeitig als Neutronenreflektor dient. Der Boden des Behälters ist trichterförmig gestaltet. Eine zentrale Öffnung im Boden erlaubt die Entnahme der abgebrannten Brennelementkugeln. Die Kugeln werden nach Prüfen ihres Abbrandes entweder endgültig abgezogen, wenn sie den Entladeabbrandwert erreicht haben (bis zu 180000 MWd/t), oder dem Kern wieder zugeführt, den sie im

Helium-Kühlung

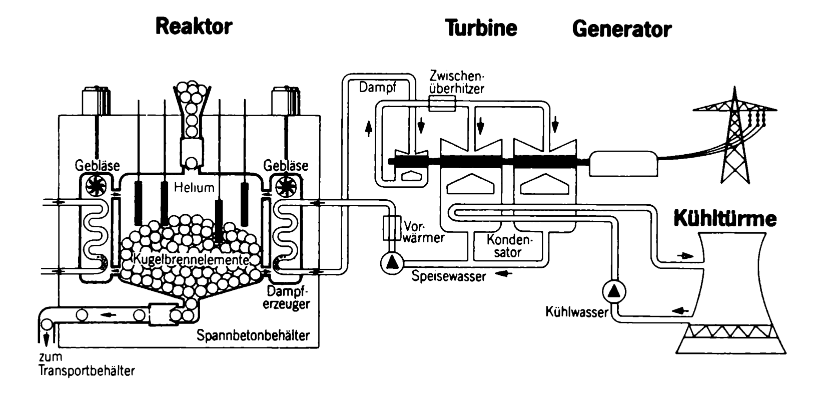


Abb. 34: Funktionsschema eines Kernkraftwerkes mit Hochtemperaturreaktor vom Kugelhaufentyp

Mittel 10mal bis zum Erreichen des Entladeabbrands durchlaufen. Vier Graphitsäulen, die am Umfang in den Reaktorkernbereich hineinragen, dienen als Führungsrohre für je einen Absorberstab. Alle Komponenten des Primärkreislaufs sind von einem doppelten Stahltank umgeben. Zwischen den Behältern befindet sich Helium unter leichtem Überdruck, so

daß bei eventuellen Leckagen kein Kühlgas aus dem Primärkreislauf austreten kann. Im Dampferzeuger der AVR-Anlage wird Dampf (55 t/h) von 505 °C bei 7,3 MPa (73,6 bar) erzeugt, der im Generator des Turbosatzes eine elektrische Leistung von 15 MW_e erbringt. Das kondensierte Speisewasser tritt nach Vorwärmung mit 115 °C wieder in den Dampferzeuger ein. Die positiven Erfahrungen beim Betrieb der AVR-Anlage, ihre hohe Verfügbarkeit, die problemlose Erhöhung der Heliumaustrittstemperatur von 850 °C auf 950 °C im Februar 1974, geringe Aktivität im Kühlgas, niedrige Aktivitätsabgaben sowie die Demonstration des günstigen Sicherheitsverhaltens konnten bei Auslegung und Bau der THTR-300-Anlage verwertet werden.

Prototyp-Kernkraftwerk THTR-300

Als erstes Prototyp-Kraftwerk ist in Hamm-Uentrop das 300-MW_e-Kernkraftwerk mit Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR-300) gebaut worden, das am 16. November 1985 zum ersten Mal Strom ins öffentliche Netz speiste. Das Kraftwerk erzeugt ausschließlich Elektrizität. Der Reaktor ist jedoch bereits Referenzanlage für die erweiterten

Tabelle 10:

Daten der THTR-300-Anlage

Leistungswerte		
Thermische Leistung	MWth	750
Elektrische Nettoleistung	MW_e	296
Reaktorkern		
Anzahl der Brennelementkugeln		675 000
Brennstoffeinsatz pro Kugel		
U 235-Menge	g	0,96
Th 232-Menge	g	10,2
Kernhöhe/-durchmesser	m	6/5,6
Zahl der Absorberstäbe		
im seitlichen Reflektor		36
im Kugelhaufen		42
Wärmeübertragung		
Helium-Primärkreislauf		
Anzahl der Gebläse		6
Heliumdurchsatz	kg/s	296,3
Betriebsdruck	MPa	3,9
Heliumtemperaturen am Reaktor		
Eingang / Ausgang	°C	262 / 787
Wasser-Dampf-Kreislauf		
Frischdampfstrom	t/h	930
Frischdampfdruck	MPa	17,7
Frischdampftemperatur	°C	530
Besonderheiten		
Spannbetondruckbehälter		
Rückkühlung mit Trockenkühlturm		

Einsatzmöglichkeiten von Hochtemperaturreaktoren. Ausgenommen davon sind noch die wärmeauskoppelnden Komponenten. Der Reaktorkern der THTR-Anlage in Hamm besteht aus einer losen Schüttung von ca. 675 000 kugelförmigen Betriebselementen. Diese Kugelschüttung ruht in einer Struktur, die aus Graphit- und Kohlesteinblöcken aufgebaut ist. Sie dient gleichzeitig als Kernbehälter und Neutronenreflektor. Der Boden ist trichterförmig ausgebildet, so daß die Betriebselemente auf ein zentrales Rohr im Behälterboden zulaufen, durch das sie kontinuierlich bei laufendem Betrieb aus dem Kern abgezogen werden können. Durch Öffnungen im oberen Neutronenreflektor können laufend Betriebselemente dem Reaktorkern zugeführt werden. Die Kugeln wandern während eines halben Jahres einmal von oben nach unten durch den Reaktorkern. Ein mehrfaches Durchlaufen ist vorgesehen, solange bis der Abbrand des Brennstoffs etwa den Wert von 110 000 MWd/t erreicht hat. Der Ablauf der Kettenreaktion im Reaktorkern regelt sich im wesentlichen selbst durch den sicherheitstechnisch wichtigen, negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität. Gewollte und ungewollte Temperaturerhöhungen bewirken über diesen Effekt eine Verminderung der Reaktivität, was eine wirkungsvolle Selbstregelung des Reaktors ergibt. Der THTR verfügt über zwei Steuersysteme. Das erste System besteht aus 36 Absorberstäben mit dem Neutronenabsorbermaterial B_4C, die in 36 paraxialen Bohrungen im seitlichen Graphitreflektor bewegt werden können. Diese sogenannten Reflektorstäbe dienen zur Steuerung von Temperaturänderungen bzw. den daraus resultierenden Reaktivitätsänderungen innerhalb der Leistungsregelung des Kraftwerks sowie zur Schnellabschaltung. Als zweite Abschalteinrichtung gibt es weitere 42 Kernstäbe. Dies sind Absorberstäbe, die frei, d.h. ohne besondere Führungsrohre, direkt in den Kugelhaufen des Reaktorkerns eingefahren werden, insbesondere um den Reaktor langfristig abzuschalten.

Zwei Steuersysteme

Die in der Kugelschüttung des Reaktorkerns durch Kernspaltung erzeugte Wärme wird durch einen Heliumkühlgasstrom den sechs Dampferzeugern zugeführt, dort vom Wasser-Dampf-Kreislauf aufgenommen und an den Turbosatz zur Erzeugung elektrischer Energie übertragen. Dieses Zweikreisanlagenkonzept sorgt wie beim Druckwasserreaktor für eine strikte Trennung zwischen dem radioaktiven Primärkreis und dem aktivitätsfreien Sekundärkreis.

Heliumkühlkreislauf

Wegen der im Vergleich zur AVR-Anlage 20fach größeren Anlagenleistung unterscheiden sich die Anlagen wesentlich: Der Heliumkühlgasstrom von rd. 300 kg/s durchströmt die Kugelschüttung des Reaktorkerns von oben nach unten. Das Helium steht unter einem Druck von 3,9 MPa (39 bar) und tritt mit 250 °C in den Reaktorkern ein. Die dort erzeugte Wärmeleistung von 750 MW_{th} (bei einer mittleren Leistungsdichte von 6 kW/l) wird vom Helium abgeführt, das dadurch auf ca. 750 °C aufgeheizt wird. Das heiße Helium wird sechs Dampferzeugern zugeführt, die

das Helium von unten nach oben durchströmt. Die Dampferzeuger sind seitlich parallel zum Reaktorkern angeordnet. Über jedem Dampferzeuger befindet sich ein Kühlgasgebläse, das das abgekühlte Helium wieder in den Reaktorkern einspeist. Die Heizfläche der Dampferzeuger besteht aus vielen schraubenförmig gebogenen Rohren, denen im Hochdruckteil das Speisewasser von oben mit 180 °C zugeführt wird, und die nach oben den erzeugten Frischdampf von 530 °C bei etwa 18 MPa (180 bar) abführen. Der Mitteldruckdampf wird im Dampferzeuger bei 4,65 MPa (46,5 bar) dann nochmals auf 530 °C zwischenüberhitzt.

Spannbeton-druckbehälter

Der ganze sechsfach aufgeteilte Primärkühlkreislauf mit allen Komponenten ist in integrierter Bauweise in einem Spannbetonbehälter untergebracht. Zur Aufnahme der sechs Dampferzeuger mit den dazugehörigen Gebläsen, der Steuerstäbe, Rohrleitungen, Kabeldurchführungen und Meßeinrichtungen ist der Spannbeton-Druckbehälter mit Durchbrüchen versehen, die diese Komponenten aufnehmen. Die Betonstruktur wirkt als Reaktordruckbehälter, als Sicherheitsbarriere und als biologische Strahlenabschirmung. Eine innen angebrachte Stahlauskleidung, der sogenannte "Liner" mit den Durchführungen und Behälterabschlüssen, wirkt als dichte Druckschale und gewährleistet die Dichtigkeit gegen Leckagen von Kühlgas aus dem Primärkreislauf. Eine Wärmedämmung und Kühlung des Liners stellen sicher, daß der Beton des Spannbetonbehälters keinen unzulässig hohen Temperaturen ausgesetzt wird.

Trockenkühlturm

Eine Besonderheit des Kernkraftwerks Uentrop-Schmehausen ist die Rückkühlung der Anlage durch einen Trockenkühlturm. Der Kondensator des sekundären Wasser-Dampf-Kreislaufs wird nicht wie üblich durch Flußwasser (mit oder ohne Naßkühlturm) gekühlt. Vielmehr erfolgt die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator durch einen geschlossenen Kühlkreislauf. Kühlwasserpumpen fördern das Kühlwasser des Kondensators zu einem Trockenkühlturm, wo es in geschlossenen Kühlelementen durch die vorbeistreichende Luft - also ohne Verdunstungskühlung - abgekühlt wird. Das abgekühlte Wasser läuft zum Kondensator zurück.

Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors

Aufgrund der Auslegung des Kernaufbaus und der verwendeten hochtemperaturfesten Materialien kann der HTR mit Kugelhaufenkern physikalische Gesetzmäßigkeiten ausnutzen, die HTR-spezifische Sicherheitseigenschaften zur Folge haben. Diese bewirken ein sehr gutmütiges und sicheres Betriebs- und Störfallverhalten. Wesentliche spezifische Sicherheitseigenschaften des HTR sind:

Der negative Temperaturkoeffizient der Reaktivität bewirkt Selbststabilisierung mit Leistungsbegrenzung ohne Schädigung der Brennelemente.

Die Kernstruktur und die Brennelemente aus keramischem Material (Graphit) besitzen hohe Temperaturbeständigkeit bis ca. 3500° C. Diese Temperatur wird auch bei ungünstigsten Störfallannahmen nicht erreicht. Völliges Versagen der Brennelemente (Kernschmelze) ist damit ausgeschlossen. Das niedrige Verhältnis von Leistungsdichte zu Wärmekapazität bewirkt nur langsamen Anstieg der Brennelementtemperaturen bei Störfällen. Beim Ausfall der Nachwärmeabfuhreinrichtungen steht deshalb viel Zeit (je nach Leistungsgröße mehrere Stunden oder Tage) zur Verfügung, um Gegenmaßnahmen von Hand einzuleiten.

Durch das inerte, phasenstabile, gasförmige Kühlmittel (Helium) ist ein totaler Kühlmittelverlust ausgeschlossen.

Als Auslegungsstörfall der Druckentlastung wird beim THTR das schlagartige Abscheren der größten Kühlmittelleitung im Primärkreislauf unterstellt. Diese Leitung führt 260 °C heißes Helium unter 4 MPa (40 bar). Bei dieser Leckage erfolgt eine automatische Absperrung der Leitung, Schnellabschalten des Reaktors und die Abführung der Nachwärme über die Dampferzeuger und einen Nachwärmeabfuhr-Kreislauf. Wegen des gasförmigen Kühlmittels Helium kann es nicht zu einem totalen Kühlmittelverlust kommen. Die im Kern verbleibende Restmenge ermöglicht eine Nachwärmeabfuhr, bei der die Temperatur der Brennelemente mehrere hundert Grad unter der zulässigen Auslegungstemperatur bleibt.

Tabelle 11:

Hochtemperaturreaktoren der Welt

Reaktor	Land	Betriebsbeginn/ -ende	Therm. Leistung, MW_{th}	Elektr. Leist., MW_e (brutto)
Versuchsreaktoren				
Dragon	Winfrith, Großbritann.	1966 / 1975	20	---
Peach Bottom-1	Pennsylvania, USA	1967 / 1974	115	40
AVR	Jülich, BRD	1967	46	15
Prototyp-Kraftwerke				
Fort St. Vrain	Platteville/ Colorado, USA	1976	840	330
THTR-300	Hamm-Uentrop BRD	1985	750	308

Selbst wenn ein Versagen der Primärkreisabsperrungen unterstellt wird, könnte nicht der gesamte Helium-Inhalt des Reaktorkühlkreislaufs abgegeben werden. Die Aktivitätsfreisetzung bliebe hierbei weit unter den gesetzlich festgelegten Grenzwerten.

2.5 Reaktorkonzepte

In den Anfängen der Kerntechnik wurden die verschiedenartigsten und vielfältigsten Entwürfe für Leistungsreaktoren untersucht:
Reaktoren, deren Spaltstoffinventar nur aus einer wäßrigen Lösung eines Uransalzes (z.B. Uranylsulfat) besteht, Reaktoren, in denen die Kernspaltungen in einer Salzschmelze stattfinden, selbst Reaktoren, die mit einem gasförmigen Prozeßmedium (z.B. UF_6) arbeiten, wurden vorgeschlagen.

Heute versteht man unter Reaktorkonzepten solche Reaktorentwürfe, die sich wesentlich auf bereits existierende, erprobte Reaktortechnik stützen, diese aber auf ein bestimmtes Ziel hin weiterentwickeln sollen.

Hier sollen zwei Reaktorkonzepte näher erläutert werden:

Aufbauend auf der in vielen Kernkraftwerken bewährten Technik des Druckwasserreaktors (DWR) wurde untersucht, ob nicht mit geringen Abänderungen des Reaktorkerns, d.h. unter Verwendung neuartiger Brennelemente, ein Reaktortyp realisiert werden kann, der den Energierohstoff Uran wesentlich besser ausnutzt als der heute gebräuchliche DWR. Wesentliche Randbedingungen für dieses Konzept des Fortgeschrittenen Druckwasserreaktors (FDWR) ist es, daß die dafür notwendigen Änderungen so gering wie möglich bleiben. Es soll also mit vertretbarem Aufwand möglich sein, ein DWR-Kraftwerk zu einer FDWR-Anlage umzurüsten.

Das andere Konzept baut auf dem Hochtemperaturreaktor auf. Nachdem das Prototyp-Kraftwerk THTR-300 ans Netz gegangen ist, untersuchte man, ob und wie neue Einsatzmöglichkeiten für die Kerntechnik gefunden werden können:
Industrielle Verbraucher von Prozeßwärme sind häufig an Wärmequellen interessiert, die Wärme bei hoher Temperatur (rd. 1000 ^{o}C) liefern und die bei kleinen Leistungswerten (100-300 MW) wirtschaftlich arbeiten. Leichtwasserreaktoren heutiger Technik sind dafür nicht geeignet.

Entwicklungsländer können häufig ein großes Kernkraftwerk von 1000 MW_e schlecht in ihr Versorgungsnetz einpassen, der hohe Investitionsbedarf kann nicht finanziert werden. Kleine standardisierte HTR-Kernkraftwerke, die von den Herstellern "HTR-Moduln", bzw. Industriekraftwerke genannt werden, könnten hier die Lösung sein.

2.5.1 Der Fortgeschrittene Druckwasserreaktor (FDWR)

Bessere Urannutzung

Der Leitgedanke zur Entwicklung des FDWR ist, die vorhandene und bewährte Anlagen- und Komponententechnik der modernen DWR-Kernkraftwerke möglichst weitgehend beizubehalten und darauf aufbauend den Energiegehalt, der im Kernbrennstoff enthalten ist, besser auszunutzen. Den Weg dahin weist der schnelle Brutreaktor: Die Überführung des mit thermischen Neutronen nicht spaltbaren U 238 in spaltbares Pu 239 kann im Brutreaktor so weit getrieben werden, daß auf diese Weise mehr Pu 239 "erbrütet" wird, als zum Betrieb des Reaktors verbraucht wird. Das setzt bei der Brütertechnologie aber das Verwenden von schnellen Neutronen voraus, was wieder die Verwendung von flüssigen Metallen (Natrium) als Kühlmittel bedingt. Dies bedeutet den Übergang zu einer ganz neuen Technik mit den damit verbundenen hohen Entwicklungsaufwendungen und den Risiken, ob sich diese neue Technik in Konkurrenz mit den bewährten Techniken am Markt wird behaupten können. Das FDWR-Konzept soll gerade dazu dienen, bei möglichst weitgehender Beibehaltung der bewährten DWR-Technik mit möglichst wenigen Modifikationen zu erkunden, welche Konversionsverhältnisse möglich sind und wieviel besser der Energieträger Uran damit genutzt werden kann. Man muß dazu die mittlere Neutronenenergie im Reaktorkern erhöhen. Weil weiterhin das neutronenmoderierende Wasser als Kühlmittel eingesetzt werden soll, sind der Energieerhöhung der Neutronen jedoch Grenzen gesetzt. Aber durch möglichst weitgehende Herabsetzung des Verhältnisses von Moderator- zu Brennstoffvolumen im Reaktorkern, ausgehend vom Wert 2 für den konventionellen DWR bis auf Werte von etwa 0,5 für den FDWR, wird die mittlere Neutronenenergie vom thermischen Bereich ($E \sim 1/40$ eV) in den sogenannten "epithermischen" Bereich ($E \sim 1 - 10$ eV) verlagert. Konstruktiv bedeutet dies eine Verengung der Brennstababstände und den Übergang vom quadratischen Brennstabgitter des DWR zu einer dichteren Dreiecks- oder Hexagonalgeometrie beim FDWR. Als Konsequenz steigt das Konversionsverhältnis von 0,6, dem Wert für DWR-Anordnungen, auf Werte bis zu 0,9 bis 0,95 für den FDWR. Die Kompaktheit, die der Reaktorkern des FDWR besitzen muß, hat zur Folge, daß bei unveränderten Abmessungen des Reaktordruckbehälters der FDWR-Kern doppelt so viele Brennstäbe bei nur etwa halber aktiver Kernhöhe besitzt wie der entsprechende Kern des "konventionellen" Druckwasserreaktors.

FDWR-Brennelemente

Zwei Typen von Brennelementen wurden untersucht: das homogene und das heterogene Brennelementkonzept. Die homogene Version sieht vor, daß das Brennelement aus einheitlichen Brennstäben aufgebaut ist. Die Stäbe enthalten Mischoxidbrennstoff, der zu 7,5 bis 8 % (Gewichtsprozent) mit spaltbarem Plutonium angereichert ist. Der Außendurchmesser der Brennstäbe beträgt 9,5 mm. Sechs Wendelrippen am Außenumfang halten die Stäbe auf 1,17 mm Abstand. Sechs Stützstäbe, die fest

mit dem perforierten Brennelementkasten verbunden sind, bilden das Brennelementgerüst, das 313 Brennstäbe und 12 Steuerstabführungsrohre aufnimmt.

Bei der heterogenen Version ist jedes einzelne Brennelement aus zwei Zonen mit verschiedenen Brennstäben aufgebaut. Die schlanken Stäbe (Ø = 7,4 mm) der inneren Treibzone enthalten Mischoxidbrennstoff hoher Anreicherung (ca. 14 % spaltbares Plutonium). Sie sind konzentrisch von einer Brutzone umgeben, die aus dicken Stäben

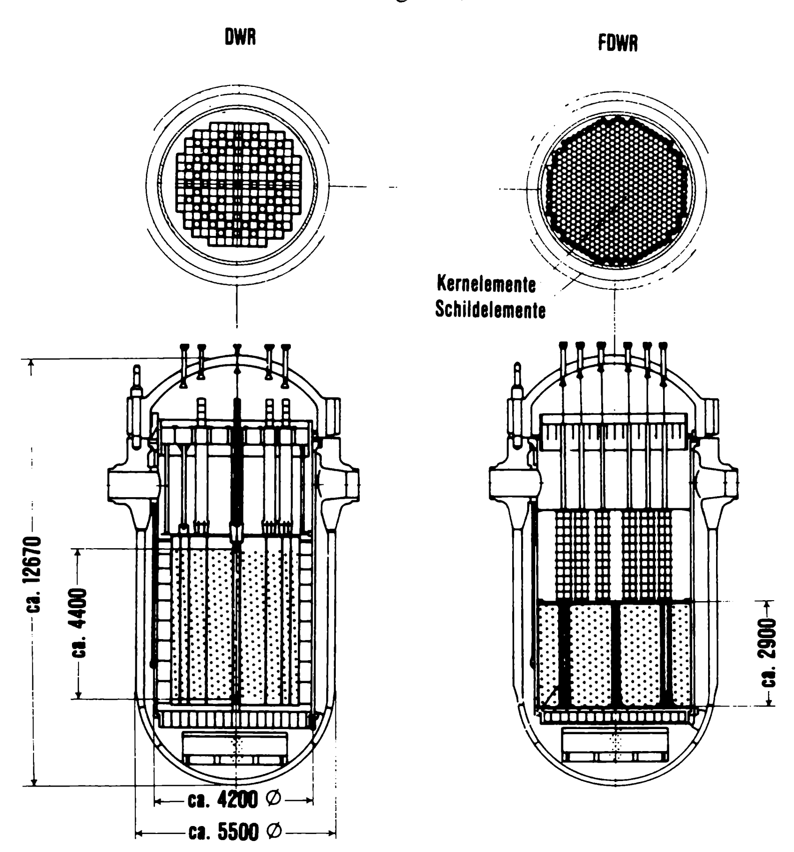


Abb. 35: Vergleich der Kernanordnungen bei einem Druckwasserreaktor (DWR) und einem Fortgeschrittenen Druckwasserreaktor (FDWR).

(Ø = 11,17 mm) aufgebaut ist, die nur gering angereicherten Kernbrennstoff (Mischoxid mit ca. 5 % Plutonium) enthalten. Infolge der unterschiedlichen Anreicherungen sind die Leistungsdichten sehr verschie-

den. Einem Wert von 254 W/cm^3 in der Treibzone stehen 127 W/cm^3 in der Brutzone gegenüber. Treiber- und Brutzone sind deswegen durch Strömungsleitbleche hydraulisch voneinander getrennt. Das ganze Brennelement ist ebenfalls von einem Kasten umgeben. Die Steuerung der Kettenreaktion im FDWR erfolgt wie im DWR mit Steuerstäben. Im epithermischen Neutronenspektrum des FDWR ist die Absorberwirkung des Bors (insbesondere von B 10) geringer als im thermischen Spektrum des DWR. Deswegen ist eine Kompensation der Abbrandeffekte durch Zusatz (bzw. Verringerung) von Borsäure (H_3BO_3), wie sie beim DWR vorgenommen wird, beim FDWR nicht geeignet. Statt dessen ist neben dem üblichen Regel- und Abschaltsystem ein zweites Abschaltsystem vorgesehen, das zum Ausregeln der Langzeiteffekte (insbesondere Abbrand) dient.

Bei Verwendung der homogenen Variante wird schachbrettartig jedes zweite Brennelement mit 12 Absorberstäben ausgerüstet. Bei der heterogenen Variante wird nur die Treiberzone - ebenfalls durch je 12 Absorberstäbe - geregelt. Jedoch wird bei dieser Variante jedes Brennelement mit Absorberstäben ausgerüstet.

Das FDWR-Konzept ist eine Weiterentwicklung der DWR-Technik im Hinblick auf bessere Nutzung des Energieträgers Uran, die interessant werden kann, wenn Verknappungserscheinungen bei der Uranversorgung auftreten sollten. Ein Übergang im Sinne einer Umrüstung einer DWR-Anlage zu einem FDWR ist möglich durch Austausch der Einbauten im Reaktordruckbehälter (RDB) sowie des RDB-Deckels und der Steuerstabantriebe.

2.5.2 Reaktoren kleiner und mittlerer Leistung

Das schnelle wirtschaftliche und technologische Wachstum in den sechziger und auch in den siebziger Jahren, das in manchen Industrieländern zu Wachstumsraten im Elektrizitätsverbrauch von 5 bis zu 10 % pro Jahr führte, verbunden mit spezifischen Kostendegressionen beim Übergehen zu größeren Kraftwerksanlagen, hat dazu geführt, daß die Blockleistungen von Kernkraftwerken rasch anstiegen: Von Anlagen mit 300 MW_e ging man zu 600 MW_e und schließlich zur 1200 - 1300 MW_e Leistungsgröße über. Die steigende Nachfrage nach elektrischer Energie, ein leistungsfähiges Energietransport- und Verteilungssystem und die Kostenkonkurrenz zu den fossilen Kraftwerken machten diese Entwicklung in den Industrieländern möglich bzw. trieben sie voran. In den Entwicklungsländern dagegen lagen die Verhältnisse ganz anders. Ihre leistungsschwachen Netze können große Blockleistungen nicht aufnehmen. Ihr Strombedarf tritt gewöhnlich nur an einzelnen Schwerpunkten auf und ist normalerweise nicht so groß, daß er für die überschaubare Zukunft den Bau eines Kernkraftwerks der 1000-MW_e-Größenordnung rechtfertigt. Aus Gründen der Versorgungssicherheit ist ebenfalls

eine Aufteilung in mehrere Einheiten geboten. Das verfügbare Kapital reicht für den Bau eines Großkraftwerks häufig nicht aus.

Obwohl die Nutzung der Kernenergie für eine Reihe von Entwicklungsländern wegen fehlender oder schwindender eigener Energiequellen, hoher Bevölkerungszuwachsraten und damit steigender Elektrizitätsnachfrage sinnvoll wäre, ist dies aus den oben genannten Gründen häufig nicht möglich. Seit geraumer Zeit wirbt die Internationale Atomenergiebehörde deswegen für die Entwicklung von Kernkraftwerken kleiner und mittlerer Leistungsgröße (Small and Medium-sized nuclear Power Reactor = SMPR), um mit ihnen die Kernenergie auch den Entwicklungsländern zugänglich zu machen. Man versteht heute unter dem Kürzel SMPR allgemein Kernkraftwerke von 200 bis 500 MW_e zur Erzeugung elektrischer Energie und/oder zur Erzeugung von Prozeßwärme. Damit wird also kein besonderer Reaktortyp bezeichnet, sondern die besondere Eignung für den Einsatz eines Kernkraftwerks unter den Bedingungen eines Entwicklungslandes.

Small and Medium-sized Power Reactor (SMPR)

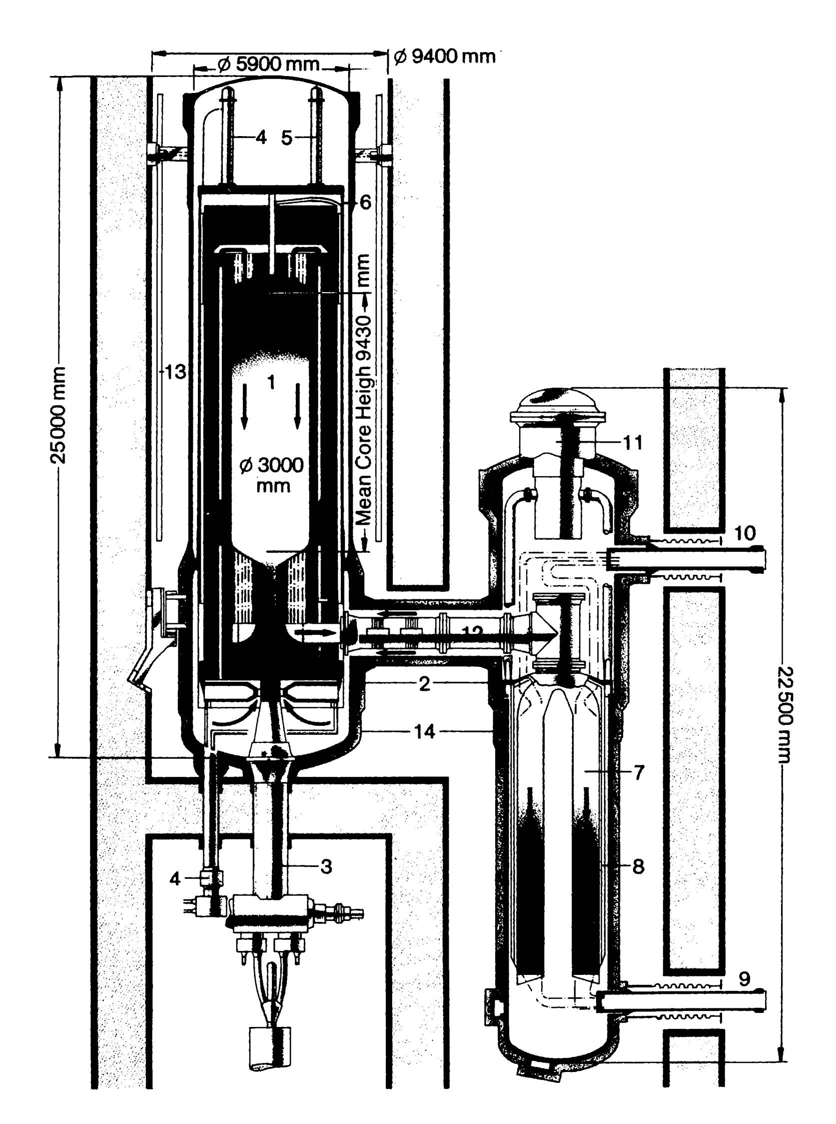
Diese generelle Forderung läßt sich in einem Katalog von Einzelpunkten detaillieren:
Die Anlage soll sich auf eine bereits hinreichend erprobte Technik stützen. Sie soll ein Höchstmaß an Sicherheit bieten. Sie soll hohe Verfügbarkeit mit leichter Bedienbarkeit und Wartungsfreundlichkeit vereinen. Und sie soll für ein Entwicklungsland finanzierbar sein.

Neben kleinen Anlagen von bewährten Druck- und Siedewasserreaktortypen und Schwerwasserreaktoren vom CANDU- oder Atucha-Typ wurde insbesondere in der Bundesrepublik Deutschland der Hochtemperaturreaktor auf diese Anforderungen hin weiterentwickelt.

Als kommerzielle Nachfolgeanlage des THTR-Prototyp-Reaktors haben BBC-HRB den HTR-500 zur Strom- und Prozeßdampferzeugung mit einer elektrischen Leistung von 550 MW geplant. Für diese Anlage wird die im THTR-300 genehmigte und realisierte Technik in vereinfachter und optimierter Weise verwendet. Die Leistungsgröße trägt dem veränderten Bedarf des Kraftwerksmarktes Rechnung.

HTR-Modul

Das Konzept eines kleinen modularen Hochtemperaturreaktors in Zweibehälterbauweise der INTERATOM GmbH vereinigt die im AVR Jülich bewährte Technik des Hochtemperaturreaktors mit der der deutschen Leichtwasserreaktoren. Der Hochtemperaturreaktor und der Dampferzeuger sind in zwei getrennt voneinander stehenden Stahldruckbehältern angeordnet. Der Reaktor setzt sich zusammen aus dem Kugelhaufenkern, einer Schüttung kugelförmiger Brennelemente, den Graphitreflektoren, die als Gefäß für die Kugelschüttung und als Neutronenreflektor wirken, den Steuer- und Abschaltelementen, die in Bohrungen im seitlichen Graphitreflektor untergebracht sind, und aus Vorrichtungen zum kontinuierlichen Be- und Entladen von Brennelementkugeln während des Betriebes . Das aus dem Reaktorkern austretende 700 ^{o}C heiße



1	Reaktorkern (Kugelhaufenschüttung)	8	Außenhülle
		9	Speisewassereintritt
2	Druckbehälter	10	Dampfaustritt
3	Abzug für BE-Kugeln	11	Gebläse für Kühlgas
4	Abzug für Absorberkugeln	12	Heißgasleitung
5	Regelstäbe für Reflektor	13	Flächenkühler
6	Zufuhr von BE-Kugeln	14	Isolation
7	Dampferzeuger		

Abb. 36: Schnitt durch einen modularen Hochtemperaturreaktor in Zweibehälter-Bauweise

Helium wird durch eine horizontale Heißgasführung zum Dampferzeuger geleitet. Es durchströmt das Heizrohrbündel von oben nach unten, wobei es seine Wärme an den sekundären Wasser-Dampf-Kreislauf abgibt. Das so abgekühlte Helium strömt durch einen Ringspalt zum Gebläse, das oberhalb des Dampferzeugerrohrbündels angeordnet ist. Das aus dem Gebläse austretende Kalthelium fließt im Außenspalt der koaxialen Gasführung in den unteren Teil des Reaktordruckbehälters zurück. Durch Bohrungen im Graphit des seitlichen Reflektors gelangt das Helium in einen Hohlraum oberhalb des Kugelhaufens. Von dort durchströmt es den Kugelhaufen von oben nach unten und führt so die im Kugelhaufen erzeugte Wärme ab. Damit schließt sich der Kühlkreislauf. In den Heizrohren des Dampferzeugers wird Speisewasser im Gegenstrom zum Helium nach oben geführt und dabei verdampft. Der so erzeugte Frischdampf besitzt eine Temperatur von 530 ^{o}C bei 19 MPa (190 bar). Die Anordnung des Dampferzeugers seitlich etwas unterhalb des Reaktorkerns ermöglicht diese günstige Gegenstromführung bei guter Zugänglichkeit des Gebläses. Reaktor- und Dampferzeugerdruckbehälter bilden mit der koaxialen Gasführung die druckführende Umschließung des gesamten Moduls. Der Reaktorkern wird wie bei der AVR- bzw. THTR-Anlage aus den kugelförmigen Brennelementen des Kugelhaufenreaktors gebildet. Zur Steuerung der Kettenreakion und zur Heißabschaltung dienen sechs Absorberstäbe, die in Bohrungen im seitlichen Graphitreflektor verfahren werden können. Zur Abschaltung des Kerns im kalten Zustand dienen Absorberkugeln, die in 18 Bohrungen im Graphitreflektor hineinfallen können. Jeder Modul ist in eine Betonzelle eingebaut, die die Lasten der Druckbehälter für den Reaktor und den Dampferzeuger und deren Einbauten aufnimmt. Im Bereich des Reaktordruckbehälters sind an der Innenseite der Betonwände Flächenkühler vorgesehen. Sie nehmen beim Normalbetrieb die Verlustwärme auf sowie die Nachwärme bei abgeschaltetem Reaktor. Dieser HTR-Modul könnte durch Nebeneinanderstellen mehrerer Einheiten dem lokalen Bedarf angepaßt werden bzw. für verschiedene Anwendungszwecke eingesetzt werden.

HTR-Industrie-Kernkraftwerk

Das HTR-100-Industrie-Kernkraftwerk der BBC/HRB wurde für die bedarfsgerechte Versorgung z.B. von Gemeinden, Anlagen der chemischen Industrie oder Entwicklungs- und Schwellenländern mit geringem Energiebedarf an Strom, Prozeßdampf oder Fernwärme in Wärme-Kraft-Kopplung entwickelt. Das Reaktorkonzept verwendet das bewährte Prinzip des AVR-Reaktors unter Nutzung der THTR-Technik für Komponenten und Systeme. Kennzeichnend für dieses Konzept ist die integrierte Anordnung aller Primärkreiskomponenten in einem Reaktordruckbehälter aus Stahl. Dazu gehören der Kugelhaufenreaktor mit Aufwärtsströmung des Kühlgases zu dem oberhalb des Kerns angeordneten Dampferzeuger sowie Regelung und Abschaltung durch Reflektorstäbe. Zum längerfristigen Kaltfahren werden kleine Absorberkugeln durch Schwerkraft in Kanäle des Seitenreflektors gefüllt. Die Nachzerfallswär-

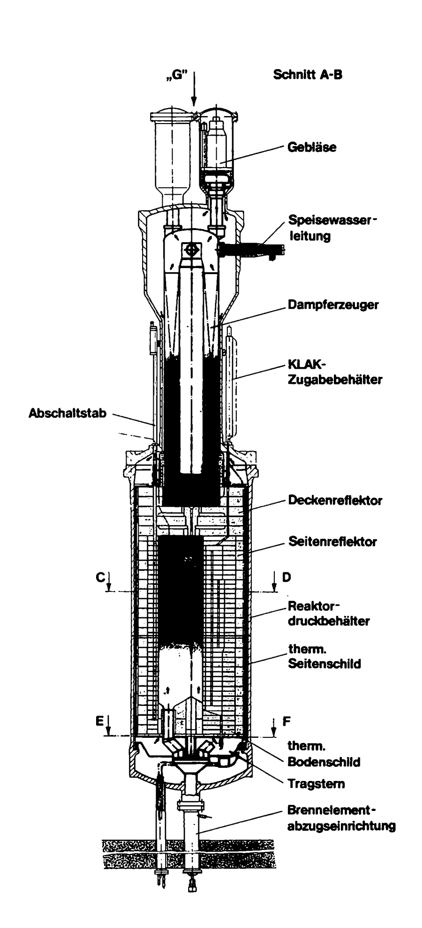


Abb. 37: HTR-Modul in integrierter Bauweise.
Vier Graphitnasen springen aus dem seitlichen Reflektor in den Reaktorkern vor. Sie enthalten Bohrungen, die Kleine Absorberkugeln (KLAK) zur Veränderung der Reaktivität aufnehmen können.

me wird im Normalbetrieb über die betriebliche Wärmesenke abgeführt. Bei seltenen Störfällen übernimmt ein im Naturumlauf arbeitendes Betonkühlsystem außerhalb des Reaktordruckbehälters diese Aufgabe. Die Wärme wird in diesem Fall durch Strahlung und Konvektion vom Druckbehälter an das Kühlsystem übertragen. Das Prinzip des HTR-100 zeigt Abb. 37. Die Hauptauslegungsdaten sind in Tab. 12 zusammengestellt.

Sicherheitsaspekte kleiner HTR-Reaktoren

Bei den Sicherheitskonzepten der in der Planung befindlichen Hochtemperaturreaktoren kleiner und mittlerer Leistung werden die HTR-spezifischen Sicherheitseigenschaften voll genutzt. Insbesondere die hohe Temperaturbeständigkeit der Kernstruktur und der Brennelemente ermöglicht es bei den Hochtemperaturreaktoren kleiner Leistung (HTR-Modul und HTR-100), daß bei Ausfall des Hauptkühlsystems die Nachwärmeabfuhr allein durch passive Vorgänge wie Wärmeleitung und Strahlung zu außerhalb des Reaktordruckbehälters angeordneten Flächenkühlern sichergestellt wird. Die Brennelementtemperaturen bleiben hierbei deutlich unterhalb der Versagenstemperatur. Bei Hochtemperaturreaktoren mittlerer Leistung übernimmt nach Ausfall des Nachwärmeabfuhrwärmetauschers das Linerkühlsystem des Spannbetondruckbehälters diese Funktion.

Tabelle 12:

Daten eines HTR-100-Moduls zur Stromerzeugung

Leistungswerte		
Thermische Reaktorleistung	MWth	256
Elektrische Nettoleistung	MW_e	100
Mittlere Leistungsdichte		
im Reaktorkern	MW/m^3	4,2
Wärmeübertragung		
Heliumdurchsatz	kg/s	110
Heliumdruck	MPa	7,0
Heliumtemperaturen am Dampferz.-eingang/-ausgang	°C	700 / 253
Dampfbedingungen am Dampferzeugerausgang		
Druck	MPa	19,0
Temperatur	°C	530

Insgesamt wirken die inhärenten Sicherheitseigenschaften des HTR derart, daß sie auch bei Versagen der zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Maßnahmen den auftretenden Gefährdungen wirksam entgegenwirken.

In Verbindung mit den passiven Sicherheitseinrichtungen des HTR bleibt dadurch auch noch für extrem unwahrscheinliche Unfälle eine ausreichende Schutzfunktion erhalten. Auch in solchen Fällen bleiben die Umgebungsbelastungen so gering, daß keine kurzfristige Maßnahme, wie Evakuierung, erforderlich ist.

Literatur zu Kapitel 2

- Bohn, T. (Hrsg.): Kernkraftwerke
  Band 10 Handbuchreihe Energie
  Technischer Verlag Resch,
  Verlag TÜV Rheinland, Köln 1986

- Oldekop, W. (Hrsg.): Druckwasserreaktoren für Kernkraftwerke
Verlag Thiemig, München 1974

- Oldekop, W.: Einführung in die Kernreaktor- und Kernkraftwerkstechnik, Teil II
Verlag Thiemig, München 1975

- Ziegler, A.: Lehrbuch der Reaktortechnik, Band 1 - 3
Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, New York, Tokyo 1983/4

- Atomwirtschaft-Report: "Neue Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland 1987"
Atomwirtschaft 32, S. 174 - 189 (April 87)

- Lauer, H., Ballenberger, L.: Zur Inbetriebnahme des Superphenix
Atomwirtschaft 32, S. 370 - 375 (Juli 87)

3. Reaktoren für den Wärmemarkt

3.1 Heizreaktoren

Bei der Umwandlung von Wärme in elektrische Energie gehen im Kraftwerk unvermeidbar große Anteile als nicht nutzbare Abwärme verloren. Dies geschieht nicht aufgrund von technischen Mängeln, sondern weil nach den Gesetzen der Thermodynamik vom gesamten Wärmeinhalt im Dampf, z.B. mit einer Temperatur von 270 °C (540 K) bei einer Umgebungstemperatur von 30 °C (300 K), nur maximal der Anteil

$$\eta = 1 - \frac{300}{540} \approx 44\ \%$$

genutzt werden kann. Der Rest, etwas weniger als 2/3 der erzeugten Wärme, geht als Abwärme von 30 °C verloren. Würde diese Abwärme, evtl. bei etwas höherer Temperatur, zur Raumheizung genutzt werden, so könnte man den Energiegehalt des Energieträgers besser nutzen.

Wärme-Kraft-Kopplung

Bei der Wärme-Kraft-Kopplung wird nicht allein die Abwärme verwertet, sondern durch gleichzeitige Erzeugung von Wärme (für Industrieprozesse) und Kraft (elektrischem Strom) der verwendete Energieträger besser ausgenutzt. Dieser Gedanke ist z.B. beim Kernkraftwerk Stade verwirklicht worden. Seit 1984 gibt das Kernkraftwerk über eine 1,5 km lange Leitung Dampf an einen nahen Salinenbetrieb ab. Dazu wird aus dem Dampfkreislauf des Kraftwerks nach Passieren der Hochdruckturbine ein Teilstrom zu einem besonderen Wärmetauscher geführt. Auf seiner Sekundärseite stehen 60 t Dampf pro Stunde mit einer Temperatur von 170 °C bei einem Druck von 0,8 MPa (8 bar) für die Saline und zum Beheizen einiger Gebäude und eines Tanklagers zur Verfügung. Durch das Auskoppeln dieser Wärmeleistung von etwa 40 MW spart die Saline rund 30 Mio. Liter Heizöl jährlich ein, andererseits verringert sich die Stromproduktion des Kraftwerks um rund 10 MW.

Bei Wärme-Kraft-Kopplungen ist ein geringes Absinken des Wirkungsgrades des Kraftwerks in Kauf zu nehmen, um durch die doppelte Verwendung den Energieträger besser nutzen zu können.

Da Kernkraftwerke gewöhnlich nicht in dichtbesiedelten Gegenden stehen, ist die Fernwärme-Kraft-Kopplung mit einem Kernkraftwerk wegen der langen Leitungen für das Heizmedium zwischen Kraftwerk und Stadt im allgemeinen mit zu hohen Kosten verbunden und deswegen unwirtschaftlich.

Refuna Fernwärmenetz

In der Schweiz wurde jedoch 1981 mit dem Bau eines regionalen Fernwärmenetzes Unteres Aaretal (Refuna) begonnen, in dem acht Gemeinden mit ca. 15000 Einwohnern in Entfernungen von 1,5 km bis 7 km Wärme aus dem Kernkraftwerk Beznau beziehen. Da Beznau zwei unabhängige Blöcke besitzt, zwei Druckwasserreaktoren mit je 364 MW_e, die 1969 bzw. 1972 in Betrieb gingen, und zwei Reserveheizwerke vorhanden sind, ist eine hervorragende Versorgungssicherheit gegeben. Die erste Ausbaustufe von Refuna wurde am 15. Nov. 1983 in Betrieb genommen.

Heizreaktor

Die konsequente Weiterentwicklung der Idee, Kernenergie auch für Heizzwecke zu nutzen, ist der Heizreaktor. Ein Reaktor im Leistungsbereich zwischen 10 bis max. 500 MW thermisch wird speziell für die Bereitstellung von Fernwärme bei Temperaturen zwischen 90 ^{o}C und 150 ^{o}C ausgelegt. Diese niedrigen Temperaturwerte für die Fernwärme gestatten im Vergleich zu Leistungsreaktoren für die Stromerzeugung ein deutliches Verringern der Werte für Temperatur, Druck und Leistungsdichte im Reaktorkern.

Die besonderen Anforderungen an einen Heizreaktor ergeben sich aus seinem Verwendungszweck: Der Reaktor muß in unmittelbarer Nachbarschaft, besser noch mitten in einer Siedlung errichtet und betrieben werden können. Das bedingt hohe Sicherheitsanforderungen:

- Sichere Abschaltung bei allen Betriebszuständen, möglichst ohne daß dafür aktiv wirkende Sicherheitssysteme notwendig sind.
- Sichere Nachwärmeabfuhr bei abgeschaltetem Reaktor möglichst allein durch Naturumlauf, d.h. ohne Pumpen.

Weiter soll der Heizreaktor über lange Zeiten (über 10 Jahre) ohne Nachladung von Brennelementen betrieben werden, um eine Belästigung der Anwohner durch Wartungsarbeiten und Transporte radioaktiven Materials auszuschließen. Die Anlage soll möglichst klein und unauffällig sein, um sich in das Ortsbild einzufügen.

Die vorgelegten Konzepte zeigen deswegen meistens unterirdische Reaktorkavernen, in denen der Reaktorkern in einem großen wassergefüllten Becken angeordnet ist. Das Beckenwasser dient als Strahlenabschirmung und gewährleistet gleichzeitig eine ausreichende Nachkühlung bei Störfällen. Zur Reaktorabschaltung bei einer Abweichung von den Betriebsbedingungen sind meist keine aktiven Systeme notwendig: beim schwedischen SECURE-Konzept ist das Beckenwasser zusätzlich stark mit Bor versetzt (rund 1 g Bor pro Liter). Beim Ausfall des Primärkühlmittelstroms dringt das borierte Beckenwasser aufgrund veränderter Druckverhältnisse ohne Pumpen o.ä. leicht in den Reaktorkern ein und bewirkt das Abschalten des Reaktors. Eine ähnliche Technik verwendet das französische THERMOS-Konzept. Beim deutschen HERE-Konzept bewirken borhaltige Hohlkörper, die bei ansteigenden Temperaturen

durch die resultierende Dichteänderung in den Reaktorkern eindringen, die Reaktorabschaltung.

Gasgekühlter Heizreaktor

Die meisten Heizreaktorkonzepte stützen sich auf abgewandelte Leichtwasserreaktoren. Ein von der LWR-Technologie abweichendes Konzept ist der gasgekühlte Heizreaktor (GHR-10) mit 10 MW Wärmeleistung. Ein Kugelhaufenreaktor aus 28000 Brennelementkugeln ist das "Herz" der Anlage. Ein Gebläse saugt das Kühlgas Helium mit etwa 450 °C aus der Kugelhaufenschüttung ab und führt das Helium dem Außenbereich der Graphitkaverne zu, die den Kugelhaufen trägt. Ein Stahlliner, der außen mit Kühlrohren versehen ist, umschließt die Reaktorstruktur. Die im Reaktorkern erzeugte Wärme wird vom Helium zum Stahlliner transportiert, dort an die Kühlrohre übertragen, die ihrerseits vom Wasser des Zwischenkühlkreislaufs durchflossen werden, das sich dabei von 95 °C auf 135 °C erwärmt. Das an der Innenseite des Stahlliners auf 250 °C abgekühlte Helium wird wieder in den Reaktorkern eingeblasen. Der Sekundärkreislauf ist über Wärmetauscher an das Fernwärmenetz angeschlossen, in das die Wärme mit etwa 120 °C eingespeist wird.

Dieses Konzept verbindet die vorteilhaften Eigenschaften der gasgekühlten Reaktoren mit geringen Betriebsbelastungen der Komponenten bei Heizreaktoren. Der gasgekühlte Heizreaktor schaltet sich selbsttätig ab bei einer Temperaturerhöhung um etwa 100 °C. Die große Graphitmasse des Kerns verhindert schnelle Temperaturänderungen. Beim Ausfall aller Kühlmöglichkeiten stellt sich im Reaktorkern eine Temperatur unter 600 °C ein - infolge Wärmeabstrahlung vom Reaktorbehälter -, während der Kern und sein Graphitbehälter bis weit über 3000 °C seine mechanische Stabilität behält.

Der erste Heizreaktor nahm schon 1964 in Agesta, einem Vorort von Stockholm, den Betrieb auf. Er wurde 1971 aus Kostengründen stillgelegt. 1983 wurde in der UdSSR mit dem Bau von Heizreaktoren begonnen. Diese Reaktoren können mit ihrer Wärmeleistung von einigen Hundert Megawatt ganze Großstädte versorgen. Die neuen Heizreaktoren im Leistungsbereich unter 50 MW, z.B. der GHR-10 und ähnliche Konzepte mit Leichtwasserreaktoren, wie das schweizerische Projekt SHR-10 oder der kanadische Reaktor SLOWPOKE, haben gerade zum Ziel, auch in flächenhaften, nicht dichten Besiedlungen eine kostengünstige Wärmeversorgung zu ermöglichen.

3.2 Reaktoren für Prozeßwärme

Neben dem Einsatz der Kernenergie zu Raumheizzwecken, d.h. im Niedertemperaturbereich, wird seit geraumer Zeit auch an den Möglichkeiten gearbeitet, Kernenergie für den Hochtemperaturbereich des Wärmemarktes zu nutzen. Derzeit wird dieser Markt vorwiegend durch Erdöl (bzw. Erdölprodukte) und Erdgas versorgt, die langfristig dafür sicher nicht zur Verfügung stehen werden. Die Kernenergie könnte mit Hilfe

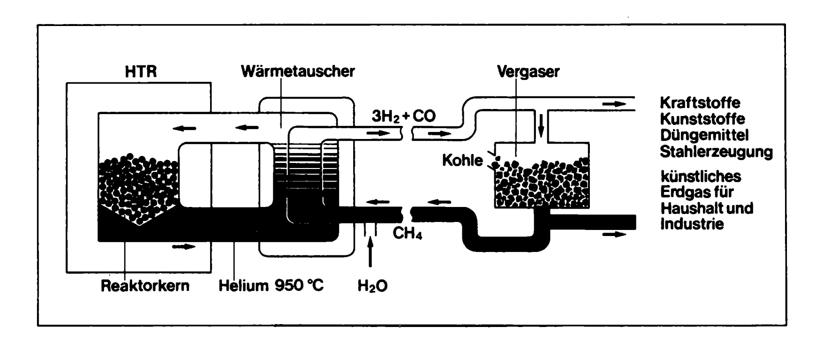


Abb. 38: Schema der Hydrierenden Kohlevergasung

des Hochtemperaturreaktors, insbesondere im Verbund mit der Veredelung von Kohle, hier in Zukunft einen wesentlichen Beitrag zur Sicherung der Energieversorgung leisten. Die nukleare Kohlevergasung könnte durch verbesserte Nutzung der heimischen Kohlevorkommen die Abhängigkeit der deutschen Volkswirtschaft von Erdöl- und Erdgasimporten langfristig erheblich verringern. Zwei Prozeßvarianten sind zu unterscheiden: die hydrierende Kohlevergasung und die Wasser-Dampf-Kohlevergasung.

Hydrierende Kohlevergasung

Bei der hydrierenden Kohlevergasung wird aus Kohle und Wasserdampf in einer wärmeabgebenden (exothermen) Reaktion Methan erzeugt. Ein Teil dieses Methans dient zur Herstellung des benötigten Wasserstoffs. Dazu werden Methan und Wasserdampf in einem Röhrenspaltofen in Wasserstoff und Kohlenmonoxid umgewandelt. Diese Reaktion verbraucht Energie. Die benötigte Wärme wird vom Hochtemperaturreaktor (HTR) durch Beheizen des Röhrenspaltofens mit heißem Helium ($T \approx 950\ ^{o}C$) geliefert. So wird Kernenergie in die hydrierende Kohlevergasung eingekoppelt. Das Verfahren ist in der Abbildung 38 schematisch dargestellt. Die chemischen Reaktionen sind in der Tabelle 13 zusammengestellt. Je nach Prozeßführung fallen als Produkte künstliches Erdgas für Haushalte und Industrie, Synthesegas und Wasserstoffgas zur Herstellung von Kraftstoffen, Kunststoffen, Düngemitteln oder zur Stahlerzeugung an.

Wasser-dampf-Kohle-vergasung

Bei der Wasserdampf-Kohlevergasung wird die wärmeaufnehmende Reaktion zwischen Kohle und Wasserdampf direkt beheizt. Dafür gibt das ca. 950 ^{o}C heiße Helium aus dem HTR seine Wärme an einen Zwischenkreislauf ab, der sie dem Kohlevergaser zuführt. Auch hier fallen je nach Prozeßführung die gleichen Produkte wie bei der hydrierenden Kohlevergasung an.

Nukleare Fernenergie

Das Wesen der sogenannten "nuklearen Fernenergie" ist die Umwandlung der im HTR erzeugten Wärmeenergie in chemische Energie. In dieser Form läßt sich die Energie ohne Verluste über lange Wege trans-

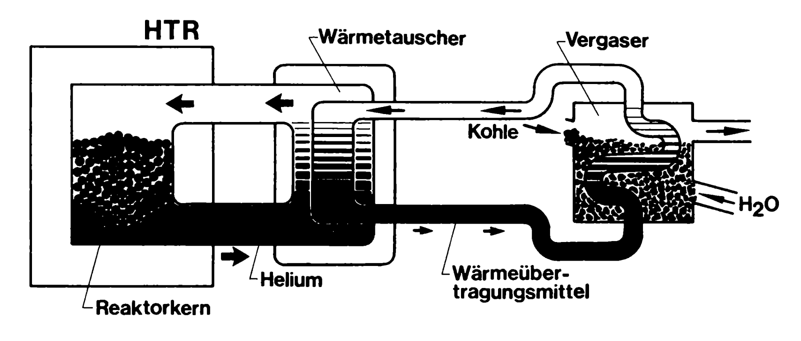


Abb. 39: Schema der Wasserdampf-Kohlevergasung

portieren und verteilen und beim Verbraucher durch "Verbrennen" wieder nutzbar machen. Beim Kernkraftwerk wird dazu im Röhrenspaltofen, der durch das heiße Helium aus dem HTR beheizt wird, Methan mit Wasserdampf zu Wasserstoffgas und Kohlenmonoxid umgesetzt.

Tabelle 13:

Die chemischen Reaktionsgleichungen für die Prozesse der Kohlevergasung und der nuklearen Fernenergie

Hydrierende Kohlevergasung								
1)	$2C$	+	$4H_2$	→	CH_4			Hydrierende Kohlevergasung
2)	CH_4	+	H_2O_D	→	$3H_2$	+	CO	Methan-Reformierung
3)	CO	+	H_2O_D	→	CO_2	+	H_2	Konvertierungs-Reaktion
	$2C$	+	$2H_2OD$	→	$CH_4 + CO_2$			
Wasserdampf-Kohlevergasung								
1)	$2C$	+	$2H_2O_D$	→	$2CO$	+	$2H_2$	Wasserdampf-Kohlevergasung
2)	CO	+	H_2O_D	→	CO_2	+	H_2	Konvertierungs-Reaktion
3)	$3H_2$	+	CO	→	CH_4	+	H_2O	Methanisierung
	$2C$	+	$2H_2O_D$	→	CH_4	+	CO_2	
Nukleare Fernenergie								
	CH_4	+	H_2O_D	$\rightleftarrows$	$3H_2$	+	CO	

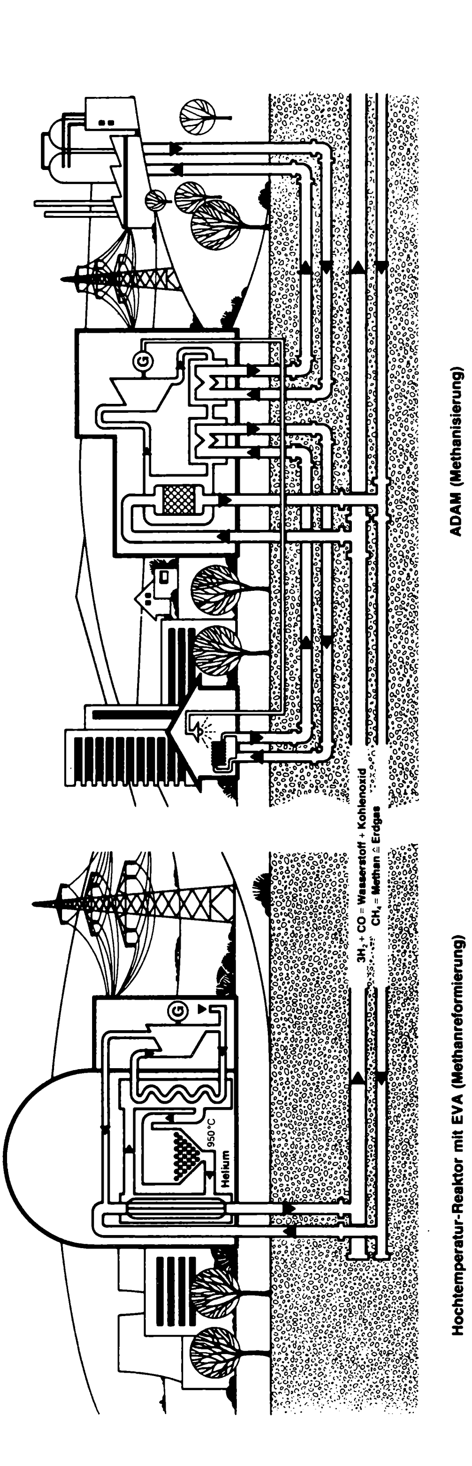


Abb. 40: Schema des Prinzips der nuklearen Fernenergie.

Dieses Gasgemisch wird in Rohrleitungen den Verbrauchern zugeführt. Dort kann die Rückreaktion (die "Verbrennung") ablaufen, bei der Methan und Wasser gebildet werden und Wärmeenergie freigesetzt wird. Die beim Verbraucher freigesetzte Wärme kann dort ohne Leitungsverluste genutzt werden; die Reaktionsprodukte werden durch Rohrleitungen wieder dem Röhrenspaltofen zugeleitet. So schließt sich der Kreislauf des Übertragungssystems.

Die Vorteile der nuklearen Fernwärme gegenüber konventionellen Fernwärmesystemem bestehen darin, daß die Energieübertragung über große Entfernungen ohne Wärmeverluste möglich ist, daß der Einsatz fossiler Primärenergieträger entfällt und daß das System umweltfreundlich mit hohem Wirkungsgrad arbeiten könnte.

Literatur zu Kapitel 3

- Batheja, P., Bittermann, D.: Ein Heizreaktorkonzept von 100 bis 500 MW thermischer Leistung
  Atomwirtschaft 32, S. 434 - 437
  (Aug./Sept 1987)

- Seifritz, W.: Sicherheitseigenschaften kleiner Heizreaktoren
  Atomwirtschaft 32, S. 437 - 439
  (Aug./Sept. 1987)

- IAEA: Low Temperature Nuclear Heat Applications: Nuclear Power Plants for District Heating
  IAEA-TECDOC-431 August 1987

- Zoller, P.: Fernwärmeversorgung durch Heizreaktoren
  Verlag TÜV Rheinland, Köln 1985

4. Reaktoren für Forschung und Lehre

Forschungsreaktoren haben die Aufgabe, einen möglichst hohen Neutronenfluß mit einer Energie- und Ortsverteilung zu liefern, die der jeweiligen Nutzung angepaßt ist. Dabei wird heute vor allem auf die außerhalb des Reaktorkerns erzeugten langsamen Neutronen Wert gelegt. Sie können für Streuexperimente und zur Probenbestrahlung genutzt werden. Die im Kerninneren vorherrschenden schnellen Neutronen werden vornehmlich zur Untersuchung von Strahlenschäden verwendet. Die in den Forschungsreaktoren erzeugte thermische Leistung (häufig kleiner als 50 MW_{th}) wird gewöhnlich nicht genutzt, sondern bei geringen Temperaturen abgeführt. Sie ist deswegen für Heizzwecke oder Umwandlung in andere Energieformen ungeeignet, zumal sie entsprechend dem Experimentierprogramm zeitlich unregelmäßig anfällt.

Materialtest-reaktoren

Als in den fünfziger Jahren in der Bundesrepublik Deutschland die Forschung zur friedlichen Nutzung der Kernenergie aufgenommen werden konnte (nach Inkrafttreten der Pariser Verträge am 5. Mai 1955), ging man zunächst an den Bau von Forschungsreaktoren. Mit ihnen wollte man Erfahrungen über das Verhalten von Werkstoffen und Komponenten unter Neutronenbestrahlung für den Bau von Leistungsreaktoren sammeln. Diese Reaktoren, die in den fünfziger und den frühen sechziger Jahren in der Bundesrepublik gebaut und in Betrieb genommen wurden, waren deswegen im wesentlichen als Materialtestreaktoren ausgelegt. Sie lieferten wertvolle Beiträge zum Aufbau der neuen Technik. Da sich die Aufgabenstellungen mit der Zeit veränderten, ist eine Reihe dieser Reaktoren mittlerweile wieder abgeschaltet worden.

In der Bundesrepublik stehen derzeit fünf Strahlrohrreaktoren für Forschungszwecke zur Verfügung, weitere drei TRIGA-Reaktoren dienen der Isotopenproduktion und Aktivierungsanalyse, einige SUR-Reaktoren dienen der Ausbildung.

Strahlrohrreaktoren

Forschungs-reaktor FRM

Der Forschungsreaktor der Technischen Universität München in Garching (FRM) wurde am 31.10.1957 erstmals kritisch und ist damit der erste Kernreaktor in der Bundesrepublik Deutschland. Die Reaktoranlage wird als Becken- oder Schwimmbadreaktor bezeichnet. In ein oben offenes Betonbecken mit einem Inhalt von rd. 270 m^3 wird von einer verfahrbaren Brückenkonstruktion aus ein Aluminiumgerüst eingehängt, das den Reaktorkern trägt. Der Reaktorkern ist aus MTR-Brenn-

elementen (MTR = Material Test Reactor) aufgebaut. Bis zu 54 dieser Brennelemente können in der Kernhalterung untergebracht werden. MTR-Brennelemente bestehen aus parallelen Aluminiumplatten, die den Brennstoff in Form einer Legierung enthalten. Zur Steuerung des Reaktors dienen sechs Absorberstäbe, die Borkarbid als Neutronenabsorber enthalten.

Das Beckenwasser dient als Neutronenmoderator, als Neutronenreflektor, als Kühlmedium und als Strahlenabschirmung. Bei der Nennleistung des Reaktorkerns von 4 MW_{th} ist eine Zwangskühlung erforderlich. Beckenwasser wird durch den Reaktorkern gesaugt und zu einem Wärmetauscher geleitet, wo es die Wärme an einen Sekundärkreislauf abgibt. In einem Ionentauscher wird das Wasser ständig gereinigt, um eine Aktivierung von Verunreinigungen zu verhindern. Die Verwendung von Wasser als Abschirmmedium ist für Forschungsreaktoren deswegen so günstig, weil dann der Reaktorkern gut zugänglich ist. So können z.B. Bestrahlungsproben leicht von oben durch das abschirmende Wasser an den Reaktorkern herangebracht werden, wobei auch die Lage der Proben optisch ständig überprüft werden kann.

Durch die Möglichkeit, den Reaktorkern im Becken zu verfahren, können die Bestrahlungskanäle, die durch die seitliche Betonbeckenwand hindurchführen, in gewünschter Weise der Strahlung ausgesetzt werden.

Forschungsreaktoren Geesthacht FRG-1 FRG-2

Die Reaktoranlage des Forschungszentrums Geesthacht vereinigt die beiden Reaktorkerne FRG-1 und FRG-2 in einer Beckenanlage. Diese Beckenanlage umfaßt vier Becken, die durch Schleusentore verbunden sind. Der Reaktorkern FRG-1 kann, an einer Brücke hängend, in den Becken 1 bis 3 verfahren werden. Nur das Becken 1 ist mit Bestrahlungskanälen ausgestattet. Becken 2 enthält ein großes "Bestrahlungsfenster", an das von außen Versuchsanordnungen herangefahren werden können. Der Reaktorkern FRG-2 ist fest in dem großen Becken 4 angeordnet. Dieses Becken weist keine Strahlrohre auf. Bestrahlungsproben müssen an den Kern heran- bzw. in den Kern hineingebracht werden und können dort Neutronenflüssen von $\phi \approx 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ ausgesetzt werden. An den Bestrahlungspositionen des FRG-1 sind dagegen nur Flüsse von $\phi \approx 10^{13}$ $cm^{-2}s^{-1}$ zu erreichen.

Forschungsreaktor Jülich FRJ-2 (DIDO)

Der Forschungsreaktor FRJ-2 der Kernforschungsanlage Jülich ist ein Tankreaktor, der schweres Wasser (D_2O) als Moderator und Kühlmittel verwendet. Der Reaktor wurde 1963 in Betrieb genommen, 1972 wurde seine Leistung auf 23 MW_{th} erhöht. Dadurch steht jetzt ein Neutronenfluß von bis zu $\phi \approx 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ für Experimente zur Verfügung, die an einer Vielzahl von horizontalen und vertikalen Strahlrohren durchgeführt werden können.

Der Forschungs- und Meßreaktor Braunschweig (FMRB) der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt ist ein Beckenreaktor. In einem zylin-

drischen Wasserbecken von 3,5 m Durchmesser und 9 m Tiefe ist der Reaktorkern etwa 7 m unter der Wasseroberfläche angeordnet. Er wird aus MTR-Brennelementen aufgebaut. Bei einer Reaktorleistung von 1 MW_{th} sind in den Strahlrohren Neutronenflüsse von $\phi \approx 2 \cdot 10^{12}$ $cm^{-2}s^{-1}$ verfügbar.

Forschungs- und Meßreaktor Braunchweig FMRB

Der Berliner Experimentier-Reaktor (BER II) ist ebenfalls ein Beckenreaktor. Die Betonkonstruktion umschließt zwei jeweils 12 m tiefe zylindrische Becken, die durch einen Kanal verbunden sind. Durch ein Tor können die beiden Becken voneinander abgetrennt werden. Im Betriebsbecken ist an einer verfahrbaren Reaktorbrücke hängend der Reaktorkern angebracht. Eine Reihe von Strahlrohren durchdringt die Betonwand des Betriebsbeckens und reicht bis in die unmittelbare Nähe des Reaktorkerns. Im Absetzbecken sind Absetzpositionen für verbrauchte Brennelemente und für den Reaktorkern vorgesehen. Der Reaktorkern kann bei geöffnetem Verbindungskanal aus dem Betriebsbecken in das Absetzbecken verfahren werden. Weiter ist im Absetzbecken ein Wärmetauscher untergebracht. Saugpumpen ziehen zur Kühlung Wasser von oben nach unten durch den Reaktorkern und führen es dem Wärmetauscher zu, wo die Wärme an einen Sekundärkreis abgegeben wird.

Berliner Experimentier-Reaktor BER II

Der Reaktorkern ist aus MTR-Elementen aufgebaut. Zur Zeit wird ein Umbau des BER II durchgeführt, der eine Leistungserhöhung von 5 MW_{th} auf 10 MW_{th} zum Ziel hat. Außerdem erhält der Kern einen Berylliumreflektor. Durch diese Maßnahmen soll der verfügbare Neutronenfluß von dem alten Wert ϕ (5 MW) $\approx 10^{13}$ auf ϕ (10 MW) $= 2 \cdot 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ angehoben werden.

TRIGA-Reaktoren

TRIGA-Reaktoren sind kleine Schwimmbadreaktoren, die mit Leistungen bis zu einigen Megawatt betrieben werden. Die Besonderheit ihrer Konstruktion sind die Brennelemente. Durch das Zusammenbringen des Brennstoffs (angereichertes Uran) mit dem Moderator in Form von Zirkonhydrid in den Brennstäben weisen diese Reaktoren einen großen prompten negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität auf. Dadurch erhalten sie so günstige Sicherheitseigenschaften, daß sehr einfache Steuer- und Sicherheitsinstrumentierungen möglich sind. Für Strahlrohrexperimente sind die TRIGA-Reaktoren wegen der geringen Neutronenflußwerte dagegen weniger geeignet. Aber in Bestrahlungspositionen im Reaktorkern sind thermische Neutronenflüsse von 10^{12} $cm^{-2}s^{-1}$ erreichbar. Damit eignen sich diese Reaktoren zur Isotopenherstellung für medizinische Anwendungen, d.h. zur Herstellung von Radiopharmaka mit mittleren und kurzen Halbwertszeiten.

TRIGA-Reaktoren in Heidelberg, Hannover und Mainz

Sie werden auch für Neutronenaktivierungsanalysen eingesetzt, z.B. um Spurenelemente im biologischen Material nachzuweisen bzw. ihre Wanderung zu verfolgen. Diese Verwendungsmöglichkeiten führten zur Auf-

Tabelle 14:

Zusammenstellung der Forschungsreaktoren in der BRD

Reaktor	Jahr der Inbetriebnahme	Leistung [MW_{th}]	Neutronenfluß [$cm^{-2}s^{-1}$]
Strahlrohrreaktoren			
FRM München	1957	4	10^{13}
FRG-1 Geesthacht	1958	5	10^{13}
FRJ-2 Jülich	1963 (1972)	23	10^{14}
FMRB Braunschweig	1967	1	2×10^{12}
BER-II Berlin	1973	5 10	10^{13} 1×10^{14}
TRIGA-Reaktoren			
TRIGA Mainz	1966	0,1	10^{12}
TRIGA Heidelberg	1966	0,25	10^{12}
TRIGA Hannover	1973	0,25	10^{12}

stellung von TRIGA-Reaktoren im Institut für Nuklearmedizin des Krebsforschungszentrums Heidelberg und im Institut für Nuklearmedizin der Medizinischen Hochschule Hannover.

Bei den Arbeiten am TRIGA-Reaktor des Kernchemischen Instituts der Universität Mainz macht man sich die Möglichkeit zunutze, den Reaktor im Pulsbetrieb betreiben zu können. Durch pneumatisches Herausschießen eines Absorbers (des "Pulsstabs") wächst die Leistung, die im Dauerbetrieb rund 100 kW beträgt, kurzzeitig auf etwa 250 MW an; entsprechend hohe Spitzenwerte erreicht der Neutronenfluß während der Pulsdauer. Der oben erwähnte starke negative Temperaturkoeffizient der Reaktivität begrenzt den Leistungsanstieg automatisch, so daß ohne beson-

dere Steuerungen diese Leistungsspitzen sicher beherrscht werden können.

SUR-Reaktoren

Unterrichts-reaktoren für Ausbildung

Die Siemens-Unterrichts-Reaktoren (SUR) dienen der Lehre und Ausbildung. Wegen ihrer geringen Leistung von 0,1 Watt benötigen sie keine Kühlung; der geringe Neutronenfluß von rd. 10^7 $cm^{-2}s^{-1}$ ermöglicht eine einfache Abschirmung. Trotz dieser geringen Leistungs- und Flußwerte sind sie ein wirksames Hilfsmittel für die kerntechnische Grundausbildung, kann man doch mit ihnen Materialien aktivieren und anschließend die Halbwertszeiten bestimmen, durch Aktivieren von Folien den Neutronenflußverlauf im Reaktor ausmessen und auch die Grundzüge der Reaktorkinetik am laufenden Reaktor demonstrieren.

Der zylindrische Reaktorkern (Durchmesser und Höhe je ca. 30 cm) besteht aus Polyethylenscheiben, in die der Brennstoff, rund 500 g U_3O_8 mit einer Anreicherung von 20 %, homogen verteilt ist. Als Steuerelemente dienen zwei Cadmiumbleche, die im Graphitreflektor bewegt werden. Für Experimente stehen drei horizontale Kanäle zur Verfügung, von denen einer zentral durch den Reaktorkern hindurchführt. Direkt über dem Reaktorkern ist eine "thermische Säule" angeordnet. Das ist eine Graphitstruktur (Durchmesser ca. 80 cm, Höhe ca. 50 cm), in der die Neutronen stark moderiert werden, so daß hier für Experimente ein rein thermisches Neutronenfeld zur Verfügung steht. Mit der Instrumentierung des Reaktors ist ein System elektronischer Verriegelungen gekoppelt, das jede Fehlbedienung unwirksam macht. Dadurch ist dieser Reaktor besonders für praktische Übungen mit Studenten geeignet.

Literatur zu Kapitel 4

- Roegler, H.J.: Tendenzen im Bau von Forschungsreaktoren
  Atomwirtschaft 33, S. 23 - 25
  (Januar 1988)

- Axmann, A.: Ausbau der Forschungsanlage BER II
  Atomwirtschaft 33, S. 48 - 50
  (Januar 1988)

- Menke, H., Krauss, O., Junker, D.: Gegenwärtige und zukünftige Nutzung der Triga-Reaktoren in der Bundesrepublik Deutschland
  Atomwirtschaft 33, S. 50 - 52
  (Januar 1988)

5. Sicherheit von Kernreaktoren

Sicherheit in der Technik

Eine zentrale Frage bei der Diskussion um Nutzen und Risiko der Kernenergie ist die Frage nach der Sicherheit von kerntechnischen Anlagen und Systemen. Eine absolute Sicherheit - im Sinne von Nichtvorhandensein jeglicher Gefahr - ist in der Realität, also auch im technischen Bereich, nicht möglich, denn Menschen und Material können Fehler haben und versagen. Sicherheit in der Technik ist vielmehr technisch-sachgemäßes Handeln, von der Auslegung über den Bau bis hin zu Betrieb und Wartung und schließlich zur Stillegung. Die Frage nach der Sicherheit ist demnach nicht nur eine Frage der Auswahl der richtigen Werkstoffe, der sachgemäßen Auslegung, des zweckmäßigen Baus, des störungsfreien Betriebs der Anlage. Sie umfaßt viel mehr und ist entsprechend komplex. Ihre erschöpfende Behandlung geht damit über den Rahmen dieser Broschüre weit hinaus. Andere Veröffentlichungen (siehe Literaturangaben am Ende des Kapitels) erlauben eine eingehende Information. Hier werden deswegen nur die Prinzipien der Sicherheitstechnik von Kernreaktoren dargestellt.

In den Reaktoren der Kernkraftwerke sind große Mengen radioaktiver Stoffe (im wesentlichen die Spaltprodukte im Brennstoff und aktiviertes Strukturmaterial) mit hohen Aktivitätswerten enthalten. Diese Stoffe werden in Umschließungen bei hohen Temperaturen unter hohen Drücken gehalten. Ein Ungleichgewicht zwischen der Wärmeerzeugung und Wärmeabfuhr im Reaktor kann zur Zerstörung dieser Umschließungen führen. Dies stellt ein Gefahrenpotential dar, das erhebliche Aufwendungen zur Abwendung dieser Gefahr rechtfertigt. Diese Aufwendungen, Einrichtungen und Maßnahmen werden unter dem Begriff "Reaktor-Sicherheitstechnik" zusammengefaßt. Ziel der Reaktor-Sicherheitstechnik ist der Schutz der Umgebung eines Kernkraftwerks vor Freisetzung von Radioaktivität beim Normalbetrieb und insbesondere infolge eines Störfalls

- dadurch, daß das Eintreten von Störungen durch Konzeption und Ausführung der Anlage weitgehend ausgeschlossen wird und
- dadurch, daß die Auswirkungen eines Störfalls auf die Umwelt, sollte er dennoch erfolgen, zuverlässig begrenzt wird.

Um dieses Ziel zu erreichen, wendet man passive und aktive Einrichtungen an:

- mehrfache Umschließungen der Spaltprodukte sollen die Ausbreitung radioaktiver Stoffe in die Umwelt verhindern, auch wenn die eine oder andere Barriere versagen sollte

- besondere Sicherheitssysteme in Verbindung mit sicherheitsgerichteten Maßnahmen sollen Störfälle verhindern oder begrenzen.

Passive Sicherheitseinrichtungen

Die p a s s i v e n Einrichtungen der mehrfachen Umschließungen sollen am Beispiel des Druckwasserreaktors erläutert werden. Die hochaktiven Spaltprodukte bilden sich im Brennstoff; sie sind gasförmig (z.B. Xenon Xe 133, Krypton Kr 85), flüchtig (Jod I 131) oder fest (Strontium Sr 90). Der Brennstoff selbst bindet den größten Teil der Spaltprodukte (beim Normalbetrieb etwa 95 %) in seinem Kristallgitter und wirkt so als erste Barriere. Die gasförmigen und flüchtigen Spaltprodukte werden, wenn sie aus dem Brennstoff herausgelangen, durch die gas- und druckdichten Hüllrohre der Brennstäbe zurückgehalten. Als dritte Umschließung wirkt der Reaktordruckbehälter zusammen mit dem völlig abgeschlossenen Primärkühlkreislauf. Bei Defekten der Brennstabhüllrohre würden die Spaltprodukte im Primärkreislauf zurückgehalten werden. Ein Ansteigen der Radioaktivität im Kühlmittel ist leicht zu messen und würde den Defekt sofort anzeigen.

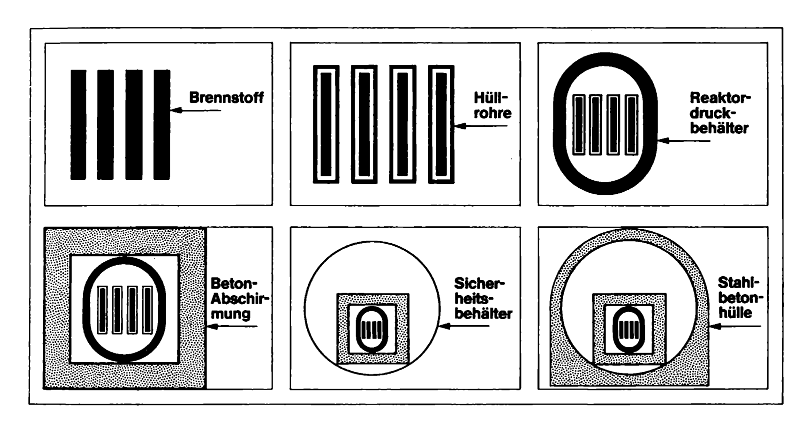


Abb. 41: Die Sicherheitsumschließungen eines Reaktors

Die Betonstruktur der Strahlenabschirmung reduziert zwar die vom Reaktorkern ausgehende Strahlung, ist aber keine gas- und druckdichte Umschließung und kann infolgedessen radioaktive Stoffe nicht zurückhalten. Erst der Sicherheitsbehälter (das "Containment") aus rd. 4 cm dickem Stahl bildet die nächste dichte Barriere. Er umschließt den gesamten nuklearen Teil des Kraftwerks, ist gasdicht und gegen einen Druck von 0,65 MPa (6,5 bar) ausgelegt, um die gesamte Energie der Dampf- und Gasmengen aufnehmen zu können, die bei der schwersten technischen Störung, einem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, freigesetzt wird. Um den Sicherheitsbehälter zu schützen, ist er außen von

einer rd. 2 m dicken Stahlbetonhülle umgeben, die den Sicherheitsbehälter gegen Einwirkungen von Außen (EvA), z.B. Flugzeugabstürze, schützt. Diese Betonschale bildet die letzte Barriere, die aber nur eine begrenzte Dichtfunktion besitzt. Um den Sicherheitsbehälter gegen störfallbedingte Einwirkungen von Innen (EvI), z.B. umherfliegende Trümmer, zu schützen, umgibt ein Trümmerschutzzylinder die Komponenten des Primärkreises.

Aktive Sicherheitseinrichtungen

Die a k t i v e n Sicherheitseinrichtungen sind besondere Sicherheitssysteme. Neben den Betriebssystemen, die den normalen Betrieb des Kraftwerks überwachen und steuern, gibt es im Kernkraftwerk besondere Sicherheitssysteme, die bei einem Störfall aktiv werden und zunächst den Reaktor sicher abschalten und anschließend für ausreichende Kühlung, d.h. für die Nachwärmeabfuhr, sorgen. Diese Sicherheitssysteme sind für jeden Reaktortyp verschieden; ihre Art und Funktion ist deswegen bereits bei der Behandlung der einzelnen Reaktortypen erläutert worden.

Allgemein folgen die Sicherheitseinrichtungen einem Mehrstufenprinzip.

Die erste Stufe bildet die Qualitätssicherung und die sogenannte Basissicherheit: Alle Komponenten und Systeme des Kraftwerks werden so ausgelegt, hergestellt und bezüglich ihrer Funktion überwacht, daß Störungen sehr unwahrscheinlich werden. Z.B. soll die optimale Wahl der Werkstoffe für die Rohrleitungen, ihre richtige Führung und Aufhängung bei der Konstruktion, die sofortige Untersuchung aller Schweißungen bei der Herstellung und eine periodische Überprüfung ihres Zustandes beim Betrieb im Zuge der "wiederkehrenden Prüfungen" sicherstellen, daß es gar nicht erst durch irgendein Versagen der Rohrleitungen zum Kühlmittelverluststörfall kommen kann.

Die zweite Stufe ist die Störfallverhinderung. Abweichungen vom Normalzustand werden frühzeitig erfaßt und erkannt, gegebenenfalls werden Gegenmaßnahmen eingeleitet. Bei der Entdeckung eines "kleinen Lecks" im Kühlmittelkreislauf kann z.B. ein Notkühlsystem aktiviert werden, das den Kühlmittelverlust kompensiert und dadurch das Eintreten eines Störfalles verhindert.

Als dritte Stufe ist die Begrenzung der Folgen eines Störfalls anzusehen. Kommt es z.B. trotz der Maßnahmen der ersten und zweiten Stufe dennoch zu einem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, so müssen Notkühlsysteme und Sicherheitsumschließungen dafür sorgen, daß keine Radioaktivität unkontrolliert aus dem Kraftwerk freigesetzt wird und die Umwelt belastet.

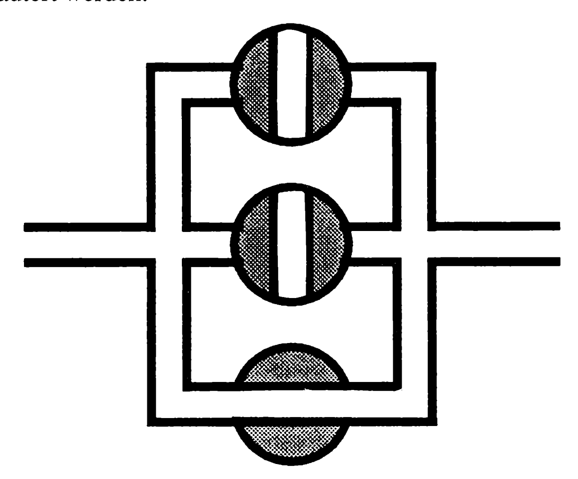
In jedem technischen System können Komponenten ausfallen. So ist auch der Ausfall von Komponenten eines Sicherheitssystems nicht auszuschließen. Deswegen wird bei der Auslegung deutscher Kernkraftwerke gefordert, daß auch beim Ausfall einzelner Komponenten die volle

Funktionsfähigkeit der Schutz- und Sicherheitssysteme erhalten bleibt. Um diese Forderung zu erfüllen, geht man bei der Auslegung der Sicherheitssysteme von vier Prinzipien aus. Ohne näher auf die vielfältigen Sicherheitssysteme einzugehen, sollen die Grundsätze ihrer Auslegung

Grundsätze der Auslegung

- das Prinzip der sicheren Richtung
- das Prinzip der Redundanz
- das Prinzip der Diversität und
- das Prinzip der Selbstüberwachung

kurz erläutert werden.



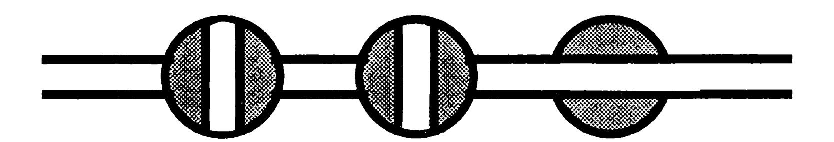


Abb. 42: Das Prinzip der Redundanz erläutert am Beispiel einer Öffnungs- und einer Schließfunktion

Das Prinzip der sicheren Richtung besagt, daß Sicherheitssysteme so ausgelegt sein sollen, daß das System bei seinem Ausfall von selbst in einen sicheren Zustand übergeht: z.B. werden die Abschaltstäbe des

Druckwasserreaktors von Elektromagneten so gehalten, daß ein Stromausfall direkt ihr Hineinfallen in den Reaktorkern, d.h. ein Abschalten der Kettenreaktion, zur Folge hat.
Das Prinzip der Redundanz bedeutet, daß für jede Sicherheitsfunktion mehr Elemente vorhanden sind, als dafür erforderlich wären: z.B. statt ein Schließventil vorzusehen, können zwei oder drei in Serie angeordnet werden. Muß eine Größe gemessen werden, so werden z.B. drei Meßköpfe dafür verwendet. Die von ihnen gegebenen Meßwerte werden verglichen, im Normalfall stimmen sie überein. Weicht der Wert nur eines Meßkopfes vom Normalwert ab, so liegt vermutlich ein Defekt vor, der umgehend zu beheben ist. Zeigen jedoch zwei der Meßköpfe einen unerwünschten Zustand an, spricht das Sicherheitssystem an. Diese Schaltung wird als 2-von-3-System bezeichnet und verhindert ein Unwirksamwerden eines Sicherheitssystemes durch einen einfachen Defekt.

Das Prinzip der Diversität schließlich verhindert, daß eine wichtige Meßgröße durch systematische (abhängige) Fehler verfälscht wird. Um z.B. die Reaktorleistung zu überwachen, kann man den Neutronenfluß im Reaktor messen, aber auch die Aufheizspanne des Kühlmittels. Passen diese beiden unabhängigen Messungen nicht zueinander, liegt eine Störung vor.

Das Prinzip der Selbstüberwachung bedeutet, daß ein Ausfallen von Teilsystemen vom System selbst erkannt und gemeldet wird. Das Reaktorschutzsystem, das alle Prozeßgrößen erfaßt, verarbeitet und überwacht, die für die Sicherheit der Anlage wesentlich sind, arbeitet nach diesem Prinzip.

Diese kurze allgemeine Übersicht über die Aufgaben der Reaktorsicherheitstechnik und über die Prinzipien, nach denen die Sicherheitssysteme auszulegen sind, wird bei der Diskussion der verschiedenen Reaktorsysteme ergänzt. Anlagenspezifische Sicherheitsaufgaben werden dort behandelt.

Sicherheitsforschung

Die Sicherheitsforschung hat zum Ziel, die Sicherheit der kerntechnischen Anlagen weiter zu verbessern. Dazu werden einerseits die Sicherheitsreserven ermittelt, die bei den bestehenden Anlagen gegen Störfälle vorhanden sind. Andererseits hilft das Erarbeiten eines genauen Verständnisses vom Ablauf möglicher und hypothetischer Störfälle, die bestehenden Sicherheitskonzepte zu größerer Wirksamkeit weiterzuentwickeln.

So sollen Untersuchungen und Experimente zum Kühlmittelverluststörfall das Verständnis der Vorgänge bei diesem Störfall verbessern, um aufgrund dieser Kenntnisse die Wirksamkeit der bestehenden Sicherheitssysteme genauer ermitteln und gegebenenfalls weiter verbessern zu können.

Weiter werden auch Unfälle untersucht, deren Eintreten nur dann denkbar ist, wenn alle zuvor erläuterten Sicherheitskonzepte versagt

haben. In diesen Bereich ist der Kernschmelzunfall einzuordnen. Er ist durch eine Verkettung mehrerer Umstände beim Reaktorunfall im April 1986 in Tschernobyl eingetreten und hat erneut die öffentliche Diskussion um die Reaktorsicherheit ausgelöst. In der Sicherheitsforschung ist der Ablauf eines solchen Kernschmelzunfalls theoretisch und experimentell untersucht worden. Das Ergebnis dieser Untersuchung zeigt, daß der Sicherheitsbehälter eines Druckwasserreaktors vermutlich für einen Zeitraum von fünf Tagen dem Druckaufbau standhält. Dieser Zeitraum sollte ausreichen, um geeignete Gegenmaßnahmen zu ergreifen.

Weitergehende Untersuchungen zur Übertragbarkeit des Unfalls von Tschernobyl auf deutsche Leichtwasserreaktoren zeigen, daß ein Kernschmelzunfall für Kernkraftwerke deutscher Technik nach den Gesetzmäßigkeiten der mathematischen Statistik nicht ausgeschlossen werden kann. Aufgrund der anderen Technik, der umfangreicheren Sicherheitsaufwendungen sind aber Unfallfolgen, wie sie in Tschernobyl aufgetreten sind, für Leichtwasserreaktoren deutscher Technik sehr wohl auszuschließen.

Literatur zu Kapitel 5

- Smidt, D.: Reaktor-Sicherheitstechnik, Springer-Verlag, Berlin, Heidelberg, New York 1979

- Bundesminister für Forschung und Technologie (Hrsg.): Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke - Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko, Hauptband, Verlag TÜV Rheinland, Köln 1979

- Bohn, T. (Hrsg.): Kernkraftwerke, Band 10 Handbuchreihe Energie, insbes. W. Rysy, Teil I.1 Sicherheitstechnische Auslegung, Technischer Verlag Resch, Verlag TÜV Rheinland, Köln 1986

- Deutsches Atomforum (Hrsg.): Sicherheit und Unfallbeherrschung bei DWR- und SWR-Kernkraftwerken, Inforum-Verlag, Bonn 1987

6. Versorgung und Entsorgung

Jedes Kernkraftwerk benötigt zum Betrieb die termingerechte Versorgung mit frischen Brennelementen; verbrauchte Brennelemente müssen entsorgt werden. Alle Aktivitäten der Versorgung und Entsorgung

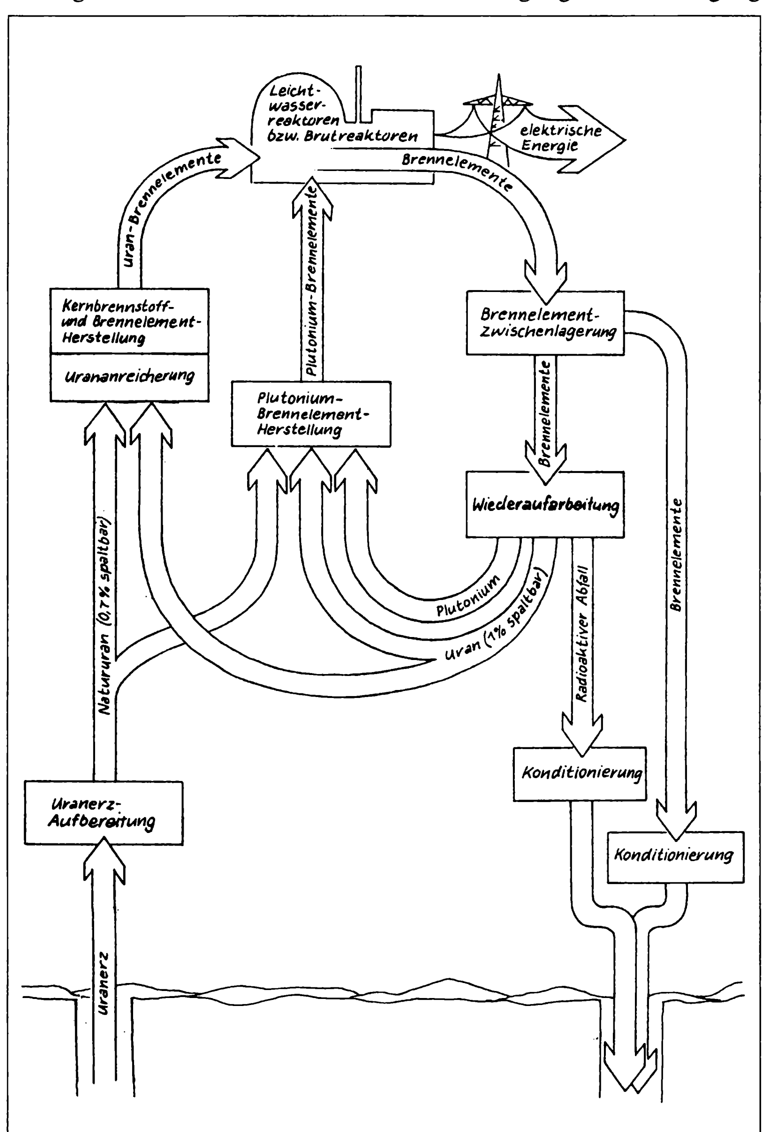


Abb. 43: Schema des nuklearen Brennstoffkreislaufs

werden unter dem Begriff "Kernbrennstoffkreislauf" zusammengefaßt. Eine ausführliche Darstellung dieses Gebietes wird in einer anderen Broschüre ("Brennstoffkreislauf", Deutsches Atomforum, Bonn 1981) gegeben. Hier sollen die wesentlichen Aktivitäten nur kurz dargestellt werden.

6.1 Versorgung mit Natururan

Finden und Erschließen von Uranlagerstätten

Ausgangspunkt der Kernenergienutzung ist die Versorgung mit dem Primärenergieträger Uran. Uranlagerstätten müssen gefunden und erschlossen werden, um die Uranerze abbauen zu können. Die Suche abbauwürdiger Vorkommen geht gewöhnlich in drei Stufen vor sich. Zunächst wird eine großräumige Beurteilung einer Region durchgeführt. Das Ergebnis dieser "Reconnaissance" genannten Beurteilung sind gewisse Schwerpunktsgebiete, in denen dann Detailerkundungen vorgenommen werden. Diese zweite Stufe der "Prospektion" führt zum Nachweis von Erzkörpern. Für diese ist dann in der dritten Stufe, der sogenannten "Exploration", nachzuweisen, ob ein wirtschaftlicher Abbau möglich ist. Erst dann kann die Entscheidung zur Ausbeutung dieses Vorkommens gefällt werden. Die Uranvorkommen werden nach den Gewinnungskosten und der Sicherheit ihrer Bekanntheit klassifiziert. Insgesamt werden die Gesamtressourcen der westlichen Welt an Uran auf über 10 Mio. t geschätzt. In der Bundesrepublik betragen für die Kostenklasse bis 80 $/kg U die sicheren Reserven 850 t und die geschätzten zusätzlichen Ressourcen 1300 t U. In der höheren Kostenklasse 80 - 130 $/kg U betragen die entsprechenden Werte 4200 t bzw. 6900 t Uran. Die Versorgung der Kernkraftwerke der Bundesrepublik mit Natururan ist also durch einheimische Uranvorkommen nicht zu decken. Deutsche Gesellschaften haben deswegen für die Beschaffung von Uran Beteiligungen an ausländischen Bergbaugesellschaften erworben und haben sich so Anteile bei der Ausbeutung von Lagerstätten, z.B. in Kanada und Niger, gesichert. Durch Bezug des Naturrans aus mehreren Ländern kann eine einseitige Abhängigkeit bei der Uranversorgung vermieden werden.

Reserven und Ressourcen

Da der Urangehalt der abgebauten Erze recht gering (typische Werte 0,2 - 0,3 % Uran) und die chemische Beschaffenheit sehr unterschiedlich ist, wird das Uranerz zunächst zu einem handelsfähigen Produkt, dem "Yellow Cake" verarbeitet. Dieses Produkt besteht aus Uransalzen (Uranaten bzw. Diuranaten) und enthält etwa 70 - 75 % Uran.

"Yellow Cake"

6.2 Anreicherung und Brennelementfertigung

Das im "Yellow Cake" enthaltene Uran ist sogenanntes Natururan, d.h. es weist die natürliche Isotopenzusammensetzung von 0,7 % U 235 und

99,3 % U 238 auf. Uran dieser Zusammensetzung ist in Leichtwasserreaktoren nicht zu verwenden. Diese Reaktoren benötigen einen höheren Anteil von rd. 3 % des spaltbaren Isotops U 235. Deswegen muß das Uran "angereichert" werden, d.h. die beiden Uranisotope müssen teilweise getrennt werden. Alle Verfahren der Urananreicherung benötigen ein gasförmiges Prozeßmedium. Also muß das Uran zuvor in eine solche chemische Verbindung umgewandelt werden, die leicht in die Gasphase überführt werden kann. Uranhexafluorid UF_6 erfüllt diese Bedingung. Es sublimiert unter Normaldruck bereits bei 56,5 °C und enthält als Verbindungspartner allein das Element Fluor, von dem nur ein stabiles Isotop F 19 in der Natur vorkommt. Die Umwandlung ("Konversion") des Yellow Cake zum UF_6 ermöglicht gleichzeitig das Abtrennen aller Verunreinigungen, so daß hochreines UF_6 zur Anreicherungsanlage gelangt. Große Konversionsanlagen befinden sich in USA, Kanada, England und Frankreich. Die Anreicherungsverfahren nutzen den geringen Massenunterschied der Moleküle $U^{235}F_6$ und $U^{238}F_6$ aus, um diese Komponenten durch Zentrifugieren mit der Gas-Ultrazentrifuge oder durch Diffusionseffekte zu trennen. Es sind auch gasdynamische Verfahren (Trenndüse) entwickelt worden, und neuerdings werden Laser-Verfahren untersucht, um die teilweise Trennung der Uranisotope zu erreichen.

Konversion

Das Produkt der Anreicherungsanlage ist chemisch unverändert UF_6. Jedoch handelt es sich jetzt um eine Mischung, die zu ca. 3 % aus $U^{235}F_6$ und zu 97 % aus $U^{238}F_6$ besteht. Aus diesem "angereicherten" Uranhexafluorid kann der Brennstoff der Leichtwasserreaktoren hergestellt werden. Es wird zur Brennelementfabrik transportiert. Dort wird zunächst das angelieferte UF_6 in UO_2 umgewandelt. Aus UO_2-Pulver werden Tabletten gepreßt, die anschließend bei Temperaturen über 1700 °C zu Keramikkörpern gesintert werden. Dieser zwei bis drei Stunden dauernde Sinterprozeß gibt den UO_2-Tabletten die erforderliche Dichte und Festigkeit. Nahtlos gezogene, dünnwandige Hüllrohre aus Zircaloy nehmen die gesinterten UO_2-Tabletten auf. Sie werden durch das Aufschweißen von Endkappen gasdicht verschlossen. Man erhält so einzelne Brennstäbe, die mit Abstandshaltern, Kopf- und Fußstücken zu fertigen Brennelementen zusammengesetzt werden. Jedes Brennelement eines Druckwasserreaktors enthält außer den Brennstäben auch leere Steuerstabführungsrohre. Sie nehmen die Absorberstäbe der Steuerelemente auf, falls das Brennelement im Reaktorkern auf eine solche Position gesetzt wird, die mit einem Steuerelement ausgestattet ist. Die fertigen Brennelemente werden nach einer Endkontrolle zum Kernkraftwerk transportiert.

Fertigung der Brennelemente

6.3 Wiederaufarbeitung

Während der drei oder vier Jahre, die die Brennelemente im Neutronenfeld des Reaktors stehen, laufen Wechselwirkungsprozesse zwischen

Neutronen und den Atomkernen des Kernbrennstoffs ab. Diese Prozesse bewirken Kernspaltungen, bei denen die gewünschte Energie freigesetzt wird, die aber auch einen Verbrauch von Spaltstoff, z.B. U 235, darstellen. Dieser Verbrauch von Spaltstoff wird gewöhnlich als

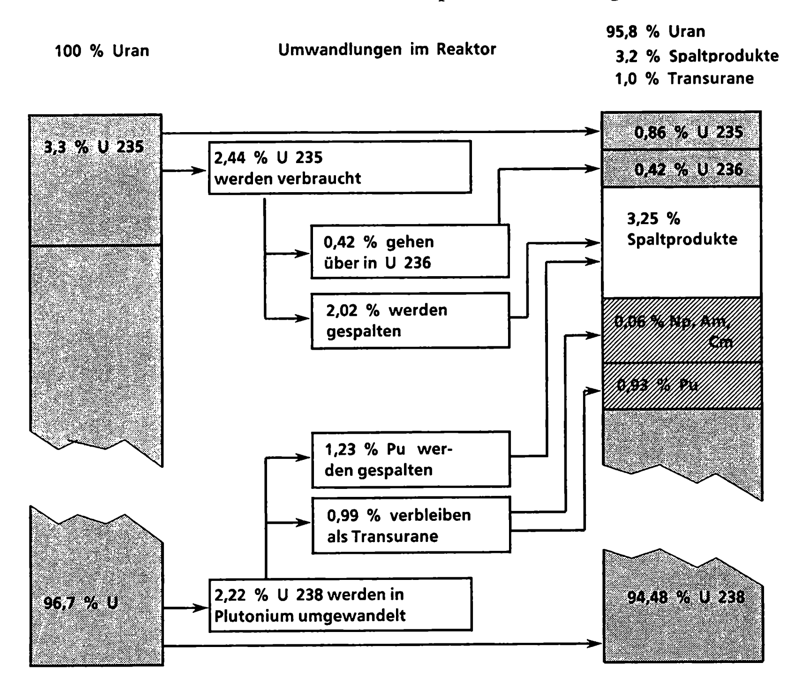


Abb. 44: Die Zusammensetzung des LWR-Kernbrennstoffs vor und nach dem Einsatz im Reaktor bei einem Abbrand von rd. 33.000 MWd/t Uran

Abbrand

"Abbrand" bezeichnet. Man kann den Prozentsatz des verbrauchten Spaltstoffs in Bezug auf die ursprünglich eingesetzte Spaltstoffmenge angeben. Gebräuchlich ist aber die Angabe der im Reaktor erzeugten thermischen Energie in Megawatt-Tagen (MWd_{th}) pro Gewichtseinheit des eingesetzten Brennstoffs. Der "Abbrand" des Kernbrennstoffs wird dann in MWd_{th}/t bzw. in MWd_{th}/kg Uran angegeben. In LWR-Anlagen werden mittlere Abbrandwerte von 33 MWd_{th}/kg U erreicht. Es laufen aber auch Neutroneneinfangprozesse z.B. im U 238 ab. Die stoffliche Zusammensetzung des Kernbrennstoffs ist deswegen vor und nach der Bestrahlung sehr unterschiedlich. Man erkennt aber sofort, daß im "abgebrannten" Kernbrennstoff noch erhebliche Mengen an unverbrauchtem U 235 enthalten sind (fast soviel wie im Natururan) und daß sich nennenswerte Mengen von Plutonium gebildet haben. Die eigentliche "Asche" der Urankernspaltungen macht gerade etwa 3 bis 4 % des abgebrannten Kernbrennstoffs aus. Hier ist darauf hinzuweisen, daß radio-

aktive Stoffe ausschließlich im Neutronenfeld des Reaktors gebildet werden. Bei jeder Lagerung, Bearbeitung etc. nach dem Entladen aus dem Reaktor kann die Radioaktivität nur abnehmen.

Wiederaufarbeitung oder direkte Endlagerung

Durch eine chemische Trennung der verschiedenen Bestandteile in die drei wesentlichen Komponenten, wiederverwendbares Plutonium, restliches Uran und hochaktive Spaltprodukte, könnte man zumindest einen Teil dieser Materialien wiederum zur Energiegewinnung benutzen. Diese Option der Wiederaufarbeitung und der anschließenden Nutzung wenigstens eines Teils der Materialien wird in der Bundesrepublik Deutschland durch das Atomgesetz gefordert und erscheint sinnvoller als das "Wegwerfen" des gesamten Materials nur wegen der geringen Beimengung von radioaktiven Spaltprodukten, aber auch diese Alternative der "direkten Endlagerung" wird untersucht.

Für die chemische Trennung wird gewöhnlich der sogenannte PUREX-Prozeß (Plutonium-Uranium-Recovery by Extraction), ein Flüssig-Flüssig-Extraktionsverfahren, eingesetzt. Unter bestimmten Bedingungen (Azidität, Valenzzustand, Temperatur etc.) sind Uran und Plutonium in dem organischen Lösungsmittel Tributylphosphat (TBP) löslich, die Spaltprodukte dagegen nicht. Diesen Umstand nutzt man aus, um zunächst die Spaltprodukte von den Wertstoffen Plutonium und Uran zu trennen und anschließend auch das Uran vom Plutonium.

Während das Plutonium direkt wieder als Kernbrennstoff verwendet werden kann, erschwert der U^{236}-Anteil im Uran die Wiederverwendung von Uran in den Leichtwasserreaktoren. Die radioaktiven Spaltprodukte aber müssen aus Sicherheitsgründen aus der Biosphäre völlig entfernt werden.

6.4 Radioaktive Abfälle

Um die hochaktiven Spaltprodukte aus der Biosphäre völlig zu entfernen, wurde in der Bundesrepublik Deutschland das Konzept der Verglasung und der anschließenden Endlagerung in Salzformationen entwikkelt. Die Spaltprodukte fallen bei der Wiederaufarbeitung als Nitrate in salpetersaurer Lösung an. Zunächst wird die Salpetersäure entfernt. Durch weiteres Eindampfen und Erhitzen auf 400 bis 800 °C werden die Spaltproduktnitrate zu Oxiden umgewandelt, die als Salzkuchen oder Pulver anfallen. Durch Zusatz von Glasbildnern (SiO_2, B_2O_3, TiO_2, CaO u.a.) und Erhitzen auf 900 bis 1200 °C entstehen aus den Oxiden dann Borosilikatgläser, in denen die Radionuklide sehr fest gebunden sind. Diese Gläser in Form von Glasblöcken in Metallbehältern werden dann gelagert. Beim PAMELA-Verfahren (Pilotanlage Mol zur Erzeugung lagerfähiger Abfälle), das in der Bundesrepublik Deutschland verwendet werden soll, laufen diese Prozesse in einem keramischen Schmelzofen gleichzeitig ab: Verdampfen und Denitrieren der zugeführten Spaltproduktlösung sowie Kalzinieren zu Oxiden. Durch Zudosieren von Glas-

Verglasung PAMELA-Verfahren

fritte wird die Mischung zu einem Borosilikatglas aufgeschmolzen, wobei der hochaktive Abfall zu einem chemischen Bestandteil des Glases wird. Die Glasschmelze wird in zylindrische Edelstahlbehälter (Kokillen) gefüllt, die später gelagert werden. Für die Lagerung werden stabile geologische Formationen benutzt. In der Bundesrepublik eignen sich dafür speziell die norddeutschen Salzstöcke (Diapire). Das Vorhandensein des Salzes zeigt, daß diese Formationen nicht mit dem Wasserkreislauf in Verbindung stehen, d.h. keine Verbindung zur Biosphäre haben. Salz leitet Wärme recht gut, ist unter Druck plastisch und eignet sich deswegen gut zur Lagerung von "Problemmüll", also auch zur Lagerung von radioaktiven Abfällen. Die Radionuklide sind in der Glassubstanz fest und unlöslich fixiert, die Nachzerfallswärme wird vom umgebenden Salz abgeleitet. Falls sich Spalten oder Klüfte im Salzstock bilden sollten, werden sie sich infolge des Bergdrucks und der Plastizität des Salzes mit der Zeit wieder schließen. Die großvolumigen norddeutschen Salzformationen bieten genügend Platz für umfangreiche Lagerkammern.

Lagerung in Salzformationen (Diapiren)

6.5 Massenströme

Ein 1300-MW_e-Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor erzeugt bei einer Auslastung von 77 % im Jahr eine elektrische Energie von rund $8{,}8 \cdot 10^9$ kWh. Der Reaktorkern enthält rund 100 t Uran in Form von etwa 200 Brennelementen. Jährlich muß etwa ein Drittel des Reaktorkerns ausgetauscht werden. Der Reaktor ist also jährlich mit rund 65 frischen Brennelementen zu versorgen, die ca. 33 t angereichertes Uran enthalten. Die gleiche Menge abgebrannter Brennelemente ist zu entladen und zu entsorgen. In ihnen sind rund 0,17 t spaltbares Plutonium enthalten. Aus dieser Menge können etwa 10 t Rezyklierbrennstoff (Uran-Plutonium-Mischoxid-Brennstoff) hergestellt werden. Durch die Wiederaufarbeitung und Wiederverwendung des Plutoniums kann also etwa ein Drittel des jährlichen Brennstoffbedarfs des Reaktors eingespart werden. Die radioaktiven Spaltprodukte, die in den ca. 65 abgebrannten und aus dem Reaktor pro Jahr entladenen Brennelementen enthalten sind, ergeben nach ihrer Verglasung eine Menge von ca. 6 m^3 Glassubstanz. Diese Menge ist in geeigneter Form in ein Endlager zu überführen.

Literatur zu Kapitel 6

- Pickert, F.-K., Zech, H.-J.:	Brennstoffkreislauf Deutsches Atomforum, Bonn	1981
- Keller, C., Möllinger, H. (Hrsg.):	Kernbrennstoffkreislauf Band 1 - 2 Hüthig-Verlag, Heidelberg	1978

7. Zusammenfassung

Seit der Inbetriebnahme des ersten Kernkraftwerkes Calder Hall im Jahr 1956 wird diese neue Energiequelle für friedliche Zwecke genutzt. In dem etwa 30jährigen Zeitraum bis Ende 1987 hat sich die Kernenergie weltweit erstaunlich entwickelt.

Entwicklung der Kerntechnik in der Bundesrepublik

Für Deutschland, das Land, in dem 1938 durch die Entdeckung der Kernspaltung die Grundlage für die Nutzung der Kernenergie überhaupt erst geschaffen wurde, beginnt im Jahr 1961 die technische Nutzung dieser Energiequelle. Zuvor mußten noch durch Inkrafttreten der Pariser Verträge am 05.05.1955 die rechtlichen Hindernisse aus dem Weg geräumt werden, die der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland bis dahin im Weg standen.

Bereits am 31.10.1957 nahm zwar der Forschungsreaktor in Garching (von einer amerikanischen Firma geliefert) seinen Betrieb auf. Aber erst 1961 wurde am 7. März der erste deutsche Forschungsreaktor FR2 erstmals kritisch, der nach deutschen Berechnungen von deutschen Firmen im Kernforschungszentrum Karlsruhe erbaut wurde. Im gleichen Jahr speiste am 17. April das Versuchskraftwerk Kahl erstmals Strom in das öffentliche Netz. Deswegen markiert das Jahr 1961 den Beginn der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik. Nur fünf Jahre später wurde im Jahr 1966 das erste Kernkraftwerk der DDR, Rheinsberg, in Betrieb genommen.

Das Jahr 1972 schließlich markiert für Deutschland das Erreichen der Marktreife für die Kerntechnik: Zwei Kraftwerke der 600-MW-Blockgröße, das Kernkraftwerk Stade vom Druckwasserreaktortyp und das Kernkraftwerk Würgassen vom Siedewasserreaktortyp, gehen ans Netz.

Weltweit wird die Technik der Leichtwasserreaktoren weiterentwickelt und weiter verbessert. In Deutschland geht 1974 Biblis A, das erste Kernkraftwerk der Welt mit einer Blockleistung von 1200 MW, in Betrieb.

Neben der Weiterentwicklung der Leichtwasserreaktortechnik werden fortgeschrittene Reaktortypen entwickelt. Das Jahr 1985 ist dafür ein wichtiges Datum. In Deutschland speist der Hochtemperaturreaktor THTR-300 in Hamm-Uentrop am 16. November 1985 erstmals Strom ins öffentliche Netz. In Frankreich wird am 7. September des gleichen Jahres der schnelle Brutreaktor Superphénix zum erstenmal kritisch, den ersten Strom liefert er am 14.01.1986.

Diese erfolgreiche Einführung einer neuen Technik war natürlich von einer vielfältigen Entwicklung der Kernreaktoren und ihrer Komponenten begleitet. Noch 1957 war nicht klar, welcher Reaktortyp für den Einsatz in deutschen Kernkraftwerken am besten geeignet sei. Das sogenannte Eltviller Programm sah damals noch die Projektierung von fünf unterschiedlichen Reaktortypen vor: neben der Leichtwasserreaktortechnik wurden der gasgekühlte MAGNOX-Typ sowie ein Schwerwasserreaktor vom Druckröhrentyp, außerdem ein Reaktor mit organischem Kühlmittel und ein Hochtemperaturreaktor auf ihre Eignung im technischen und wirtschaftlichen Sinn hin untersucht. Nur das letztgenannte dieser Projekte führte erfolgreich zum Bauauftrag für den AVR-Reaktor; die Unterlagen von zwei Projekten konnten bei späteren Bauaufträgen verwertet werden, zwei Projekte wurden ohne Bauauftrag beendet.
Natürlich hat es im Zuge der weiteren Entwicklung auch Fehlentwicklungen und Störungen gegeben. So erfüllten sich z.B. die wirtschaftlichen Erwartungen überhaupt nicht, die man an die Verwendung der Kernenergie in der zivilen Schiffahrt stellte.

Deutsche Kernkraftwerke demonstrieren ausgereifte Technik

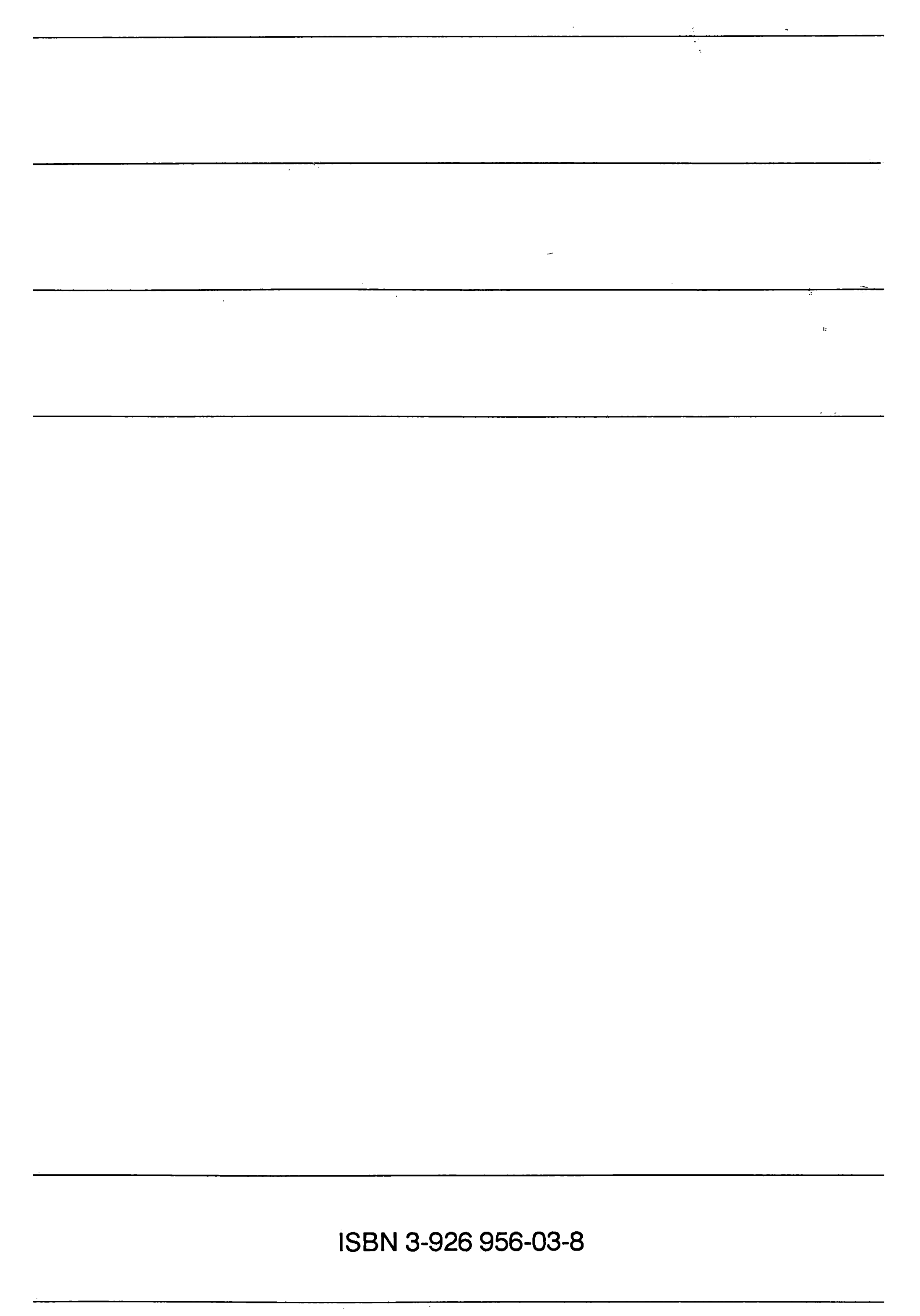
In den 80er Jahren, also nur etwa 25 Jahre nach dem Beginn der Kernenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland, hat die deutsche Reaktortechnik bereits eine Reife erreicht, die sich durch wenige Zahlen belegen läßt.

Deutsche Kernkraftwerke sind seit 1980 bis Ende 1987 ununterbrochen führend in der Stromerzeugung. Weltweit belegte z.B. das Kernkraftwerk Grohnde mit Jahreserzeugungen von über 10 Mrd. KWh den Spitzenplatz in den Jahren 1985, '86 und '87. Es löste damit das Kernkraftwerk Grafenrheinfeld ab, das in den Jahren 1983 und 1984 Weltrekordhalter war.

Diese Rekordergebnisse sind als Beweis für eine ausgereifte Technik, für hohe technische Zuverlässigkeit der Anlagen und für ausgezeichnete Qualifikation des Personals anzusehen.

Diese Erfolge der deutschen Kerntechnik sind aber überschattet von dem Reaktorstörfall im Kernkraftwerk "Three Mile Island" am 29.03.1979 und dem bisher schwersten Unfall in der Geschichte der friedlichen Nutzung der Kernenergie, der sich am 25.04.1986 im 4. Block des Kernkraftwerkes Tschernobyl ereignete. Diese Ereignisse unterstreichen die Notwendigkeit, die Sicherheit kerntechnischer Anlagen weltweit auf einen einheitlichen und absolut höchstmöglichen Standard zu bringen und die Sicherheitsanstrengungen kontinuierlich weiterzuentwickeln. Ob infolge dieser Unfälle die nukleare Energieproduktion reduziert, eventuell sogar in manchen Staaten eingestellt wird, ist schwer abzuschätzen. In Mitteleuropa mit seiner hohen Bevölkerungsdichte erscheint ein friedliches Zusammenleben bei vernünftigem Lebensstandard nur unter Verwendung moderner Technik möglich. Dies erfordert aber die preisgünstige, sichere und umweltfreundliche Bereitstellung

großer Energiemengen. Auf längere Sicht kann das aber nur möglich sein, wenn alle verfügbaren Energiequellen in der richtigen Mischung genutzt werden: Kernenergie wird dabei immer eine wichtige Rolle spielen.



ISBN 3-926 956-03-8